

原管発官 R1 第 154 号  
令和 2 年 3 月 30 日

原子力規制委員会 殿

東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号  
東京電力ホールディングス株式会社  
代表執行役社長 小 早 川 智 明

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の 3 の 2 4 第 1 項の規定に基づき，平成 25 年 9 月 27 日付け，原管発官 25 第 245 号をもって変更認可申請しました，柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について，下記のとおり補正いたします。

#### 記

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の変更の内容，変更の理由，施行期日及び別添を以下のとおり補正する。

- ・申請書の変更の内容，変更の理由及び施行期日を添付 1 に示すとおり変更する。
- ・申請書の別添「柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更比較表」を添付 2 に示すとおり変更する。

以 上

1. 変更の内容

昭和 59 年 11 月 1 日付 59 資庁第 12588 号をもって認可を受け，昭和 60 年 6 月 20 日付 60 資庁第 7424 号，昭和 60 年 7 月 2 日付 60 資庁第 8744 号，昭和 60 年 9 月 18 日付 60 資庁第 11641 号，昭和 62 年 6 月 29 日付 62 資庁第 4304 号，昭和 63 年 2 月 4 日付 62 資庁第 16333 号，平成元年 3 月 31 日付元資庁第 3496 号，平成元年 6 月 27 日付元資庁第 6829 号，平成元年 11 月 7 日付元資庁第 13292 号，平成 2 年 3 月 23 日付 2 資庁第 1878 号，平成 3 年 11 月 1 日付 3 資庁第 11371 号，平成 4 年 9 月 25 日付 4 資庁第 9740 号，平成 5 年 5 月 17 日付 5 資庁第 1424 号，平成 5 年 9 月 22 日付 5 資庁第 9767 号，平成 7 年 2 月 23 日付 7 資庁第 1199 号，平成 7 年 9 月 5 日付 7 資庁第 8715 号，平成 7 年 11 月 22 日付 7 資庁第 11868 号，平成 8 年 6 月 14 日付 8 資庁第 6100 号，平成 8 年 6 月 25 日付 8 資庁第 7478 号，平成 8 年 9 月 25 日付 8 資庁第 9733 号，平成 9 年 1 月 31 日付平成 09・01・09 資第 08 号，平成 9 年 4 月 7 日付平成 09・03・13 資第 30 号，平成 9 年 9 月 30 日付平成 09・07・22 資第 16 号，平成 10 年 10 月 29 日付平成 10・09・04 資第 5 号，平成 11 年 8 月 18 日付平成 11・07・23 資第 20 号，平成 11 年 12 月 14 日付平成 11・11・05 資第 17 号，平成 12 年 6 月 12 日付平成 12・05・19 資第 4 号，平成 13 年 1 月 5 日付平成 12・08・31 資第 15 号，平成 13 年 3 月 12 日付平成 13・02・15 原第 23 号，平成 13 年 3 月 30 日付平成 13・03・23 原第 18 号，平成 13 年 10 月 10 日付平成 13・09・11 原第 5 号，平成 13 年 12 月 21 日付平成 13・12・06 原第 2 号，平成 14 年 3 月 18 日付平成 14・02・22 原第 10 号，平成 14 年 5 月 7 日付平成 14・03・28 原第 1 号，平成 14 年 6 月 20 日付平成 14・06・05 原第 13 号，平成 14 年 8 月 28 日付平成 14・07・12 原第 9 号，平成 14 年 9 月 27 日付平成 14・08・29 原第 12 号，平成 14 年 10 月 30 日付平成 14・10・18 原第 16 号，平成 15 年 5 月 8 日付平成 15・04・07 原第 6 号，平成 15 年 7 月 23 日付平成 15・06・30 原第 50 号，平成 15 年 10 月 22 日付平成 15・09・25 原第 4 号，平成 15 年 12 月 17 日付平成 15・11・17 原第 11 号，平成 16 年 5 月 24 日付平成 15・12・24 原第 26 号，平成 16 年 6 月 18 日付平成 16・05・28 原第 38 号，平成 16 年 10 月 27 日付平成 16・08・27 原第 3 号，平成 17 年 4 月 4 日付平成 17・03・16 原第 4 号，平成 17 年 7 月 27 日付平成 17・07・12 原第 8 号，平成 17 年 9 月 16 日付平成 17・09・01 原第 7 号，平成 17 年 12 月 20 日付平成 17・12・06 原第 6 号，平成 18 年 2 月 22 日付平成 18・01・27 原第 17 号，平成 18 年 7 月 18 日付平成 18・06・30 原第 21 号，平成 19 年 3 月 19 日付平成 19・03・05 原第 11 号，平成 19 年 7 月 9 日付平成 19・06・22 原第 10 号，平成 19 年 8 月 31 日付平成 19・07・31 原第 18 号，平成 19 年 10 月 16 日付平成 19・09・28 原第 44 号，平成 19 年 12 月 13 日付平成 19・09・28 原第 40 号，平成 19 年 12 月 13 日付平成 19・11・30 原第 15 号，平成 19 年 12 月 25 日付平成 19・12・14 原第 11 号，平成 20 年 4 月 17 日付平成 20・04・03 原第 14 号，平成 20 年 6 月 17 日付平成 20・05・29 原第 19 号，平成 20

年 8 月 22 日付平成 20・07・11 原第 28 号, 平成 20 年 10 月 24 日付平成 20・10・10 原第 8 号, 平成 20 年 12 月 12 日付平成 20・10・31 原第 14 号, 平成 21 年 2 月 12 日付平成 21・01・28 原第 12 号, 平成 21 年 11 月 25 日付平成 21・10・30 原第 11 号, 平成 22 年 1 月 22 日付平成 21・12・16 原第 9 号, 平成 22 年 6 月 14 日付平成 22・05・26 原第 3 号, 平成 23 年 5 月 6 日付平成 23・04・08 原第 31 号, 平成 23 年 5 月 11 日付平成 23・04・21 原第 7 号, 平成 23 年 11 月 18 日付平成 23・10・07 原第 34 号, 平成 24 年 1 月 13 日付平成 23・12・13 原第 16 号, 平成 24 年 9 月 6 日付 20120720 原第 27 号, 平成 25 年 7 月 5 日付原管 B 発第 1307054 号, 平成 25 年 8 月 12 日付原管 B 発第 1308121 号, 平成 25 年 12 月 11 日付原管 B 発第 1312111 号, 平成 26 年 12 月 5 日付原規規発第 1412052 号, 平成 27 年 6 月 12 日付原規規発第 1506123 号, 平成 27 年 9 月 14 日付原規規発第 1509142 号, 平成 28 年 1 月 7 日付原規規発第 1601078 号, 平成 28 年 3 月 3 日付原規規発第 1603034 号, 平成 28 年 3 月 24 日付原規規発第 16032418 号, 平成 28 年 12 月 5 日付原規規発第 1612052 号, 平成 30 年 9 月 19 日付原規規発第 18091910 号及び令和 2 年 2 月 27 日付原規規発第 2002272 号で変更認可を受けた柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定の記述を, 別添の柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表の変更後欄のとおり変更する (ただし, 下線は含まない)。

## 2. 変更の理由

### (1) 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

原子力規制委員会設置法（平成24年6月27日公布）の一部施行に伴い、関係規則の整備等が行われ、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等が改正されたことから、以下の新規条文の追加及び関連する保安規定条文の変更を行う。

また、設置変更許可申請及び工事計画認可申請内容の反映及び条文間の記載の整合等を行う。

- ・ 第1条（目的）
- ・ 第3条（品質保証計画）
- ・ 第4条（保安に関する組織）
- ・ 第5条（保安に関する職務）
- ・ 第7条（原子力発電保安運営委員会）
- ・ 第8条（原子炉主任技術者の選任）
- ・ 第9条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・ 第11条（構成及び定義）
- ・ 第11条の2（原子炉の運転期間）
- ・ 第12条（運転員等の確保）
- ・ 第13条（巡視点検）
- ・ 第14条（マニュアルの作成）
- ・ 第16条（原子炉起動前の確認事項）
- ・ 第17条（火災発生時の体制の整備）
- ・ 第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備）
- ・ 第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）
- ・ 第17条の6（資機材等の整備）
- ・ 第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）
- ・ 第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）
- ・ 第17条の9（電源機能等喪失時の体制の整備）
- ・ 第18条の2（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理）
- ・ 第22条（制御棒のスクラム機能）
- ・ 第24条（ほう酸水注入系）
- ・ 第27条（計測及び制御設備）
- ・ 第30条（主蒸気逃がし安全弁）
- ・ 第32条（非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視）
- ・ 第34条（原子炉停止時冷却系その1）
- ・ 第35条（原子炉停止時冷却系その2）



- ・第36条（原子炉停止時冷却系その3）
- ・第39条（非常用炉心冷却系その1）
- ・第40条（非常用炉心冷却系その2）
- ・第43条（格納容器及び格納容器隔離弁）
- ・第44条（サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁）
- ・第45条（サブプレッションプールの平均水温）
- ・第46条（サブプレッションプールの水位）
- ・第47条（可燃性ガス濃度制御系）
- ・第48条（格納容器内の酸素濃度）
- ・第49条（原子炉建屋）
- ・第51条（非常用ガス処理系）
- ・第52条（残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系）
- ・第53条（非常用ディーゼル発電設備冷却系）
- ・第57条（中央制御室非常用換気空調系）
- ・第58条の3（外部電源その3）
- ・第59条（非常用ディーゼル発電機その1）
- ・第60条（非常用ディーゼル発電機その2）
- ・第61条（非常用ディーゼル発電機燃料油等）
- ・第62条（直流電源その1）
- ・第63条（直流電源その2）
- ・第64条（所内電源系統その1）
- ・第65条（所内電源系統その2）
- ・第66条（重大事故等対処設備）
- ・第72条（運転上の制限の確認）
- ・第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）
- ・第75条（運転上の制限に関する記録）
- ・第78条（異常収束後の措置）
- ・第79条（新燃料の運搬）
- ・第80条（新燃料の貯蔵）
- ・第81条（燃料の検査）
- ・第84条（燃料移動）
- ・第85条（使用済燃料の貯蔵）
- ・第86条（使用済燃料の運搬）
- ・第87条の3（事故由来放射性物質の降下物の影響確認）
- ・第107条（保守管理計画）
- ・第107条の2（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守

管理方針)

- ・第109条の2（緊急作業従事者の選定）
- ・第111条（通報経路）
- ・第113条（通報）
- ・第114条（原子力防災態勢の発令）
- ・第115条（応急措置）
- ・第117条（原子力防災態勢の解除）
- ・第118条（所員への保安教育）
- ・第119条（協力企業従業員への保安教育）
- ・第120条（記録）
- ・第121条（報告）
- ・添付1（原子炉がスクラムした場合の運転操作基準）
- ・添付2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準）
- ・添付3（重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準）

(2) 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正に伴う変更

平成29年12月14日に施行された実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則により，第92条第1項第21号の2において，火山影響等発生時の体制の整備が新たに求められたことから，以下の新規条文の追加を行う。

- ・第3条（品質保証計画）
- ・第5条（保安に関する職務）
- ・第7条（原子力発電保安運営委員会）
- ・第9条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・第14条（マニュアルの作成）
- ・第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）
- ・第118条（所員への保安教育）
- ・添付2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準）

(3) 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更

平成29年5月1日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則等により，原子力発電所における中央制御室の運転員等に対する有毒ガス防護が求められたことから，以下の新規条文の追加及び関連する保安規定条文の変更を行う。

- ・第3条（品質保証計画）

- ・第5条（保安に関する職務）
- ・第7条（原子力発電保安運営委員会）
- ・第9条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・第14条（マニュアルの作成）
- ・第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備）
- ・第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）
- ・第118条（所員への保安教育）
- ・添付2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準）
- ・添付3（重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準）

#### （4）原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更

当社は，2017年7月10日の原子力規制委員会における，原子力発電事業に取り組む上での7つの基本的な考え方に関する意見交換の内容をふまえ，同年8月25日，原子力規制委員会に回答文書を提出した。回答文書の内容を保安規定に反映するため，関連する保安規定条文の変更及び別添の追加を行う。

- ・第2条（基本方針）
- ・第3条（品質保証計画）
- ・別添（2017年8月25日 原子力規制委員会提出文書）

#### （5）記載の適正化

保安規定全般について，記載の適正化のため変更する。

- ・第6条（原子力発電保安委員会）
- ・第23条（制御棒の操作）
- ・第37条（原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率）
- ・第54条（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却水系及び高圧炉心スプレイディーゼル発電設備冷却海水系）
- ・第58条（外部電源その1）
- ・第58条の2（外部電源その2）
- ・第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）
- ・第73条（運転上の制限を満足しない場合）
- ・第76条（異常発生時の基本的な対応）
- ・第77条（異常時の措置）
- ・第82条（燃料取替実施計画）
- ・第89条（放射性気体廃棄物の管理）
- ・第92条（管理区域の設定及び解除）
- ・第93条（管理区域内における区域区分）
- ・第96条（管理区域出入者の遵守事項）

- ・ 第 9 7 条（保全区域）
- ・ 第 1 0 3 条（管理区域外等への搬出及び運搬）
- ・ 添付 4（管理区域図）
- ・ 添付 5（保全区域図）
- ・ 添付 6（長期保守管理方針）

### 3. 施行期日

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日より起算し、10日を超えない範囲で施行する

2. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定（第3項を除く。）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、上記検査がない設備については構造、強度又は漏えいに係る検査終了日以降に適用する。なお、第12条（運転員等の確保）については、7号炉の原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用する。

3. 第66条（重大事故等対処設備）のうち、高圧代替注水系に係る規定については、原子炉の状態が運転の期間における使用前検査終了日以降に適用する。

以 上

変更認可申請書のうち  
「別添」の補正

別 添

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更比較表

枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第1章 総則</p> <p>(目的)                      第1条 この規定は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）」<u>第37条</u>第1項の規定に基づき、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p style="text-align: center;">第1章 総則</p> <p>(目的)                      第1条 この規定は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）」<u>第43条の3の24</u>第1項の規定に基づき、柏崎刈羽原子力発電所<u>発電用</u>原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は<u>発電用</u>原子炉 <u>(以下「原子炉」という。)</u>による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(基本方針)</p> <p>第2条 発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p>	<p>(基本方針)</p> <p>第2条 発電所における保安活動は、<u>原子力事業者としての基本姿勢（当発電所にかかわるものに限る）に則り</u>、安全文化を基礎とし、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p> <p><u>保安活動における原子力事業者としての基本姿勢は、以下のとおり。</u></p> <p><b>【原子力事業者としての基本姿勢】</b></p> <p><u>社長は、福島原子力事故を起こした当事者のトップとして、二度と事故を起こさないと固く誓う。社長の責任のもと、当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げるとともに終わりなき原子力発電所の安全性向上を両立させていく。</u></p> <p><u>その実現にあたっては、地元の要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、地元と対話を重ね、主体性を持って責任を果たしていく。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1. 福島第一原子力発電所の廃炉を進めるにあたっては、地元をはじめ関係者に対して理解を得ながら、廃炉を最後までやり遂げていく。</u></li> <li><u>2. 福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げるとともに、柏崎刈羽原子力発電所の安全対策に必要な資金を確保していく。</u></li> <li><u>3. 安全性をおろそかにして経済性を優先することはしない。</u></li> <li><u>4. 世界中の運転経験や技術の進歩を学び、リスクを低減する努力を継続していく。</u></li> <li><u>5. 原子力発電所の安全性を向上するため、現場からの提案、世界中の団体・企業からの学びなどによる改善を継続的に行っていく。</u></li> <li><u>6. 社長は、原子炉設置者のトップとして原子力安全の責任を担っていく。</u></li> <li><u>7. 良好な部門間のコミュニケーションや発電所と本社経営層のコミュニケーションを通じて、情報を一元的に共有していく。</u></li> </ol> <p><u>※：上記「原子力事業者としての基本姿勢」の作成にあたり、別添に示す「2017年8月25日原子力規制委員会提出文書」を参照している。</u></p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(関係法令及び保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2</p> <p>社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。</p> <p>2. 原子力・立地本部長及び内部監査室長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。</p> <p>(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。</p>	<p>(関係法令及び保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2</p> <p>社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。</p> <p>2. 原子力・立地本部長及び内部監査室長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。</p> <p>(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(安全文化の醸成) 第2条の3 社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。</p> <p>2. 原子力・立地本部長及び内部監査室長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。</p> <p>(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。</p> <p>3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。</p>	<p>(安全文化の醸成) 第2条の3 社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。</p> <p>2. 原子力・立地本部長及び内部監査室長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。</p> <p>(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。</p> <p>3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質保証</b></p> <p>(品質保証計画) 第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【品質保証計画】</b></p> <p>1. 目的 本品質保証計画は、柏崎刈羽原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9）」（以下「J E A C 4 1 1 1」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲 本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 用語の定義 以下を除き J E A C 4 1 1 1 の定義に従う。 原子力発電施設：原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称 原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。） BWR事業者協議会：国内BWRプラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第107条において同じ。）</p> <p>4. 品質マネジメントシステム 4. 1 一般要求事項 (1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 (2) 組織は、次の事項を実施する。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。 b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図1のとおりとする。 c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。 d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。 e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。 f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質保証</b></p> <p>(品質保証計画) 第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【品質保証計画】</b></p> <p>1. 目的 本品質保証計画は、柏崎刈羽原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 9）」（以下「J E A C 4 1 1 1」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲 本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 用語の定義 以下を除き J E A C 4 1 1 1 の定義に従う。 原子力発電施設：原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称 原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。） BWR事業者協議会：国内BWRプラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第107条において同じ。）</p> <p>4. 品質マネジメントシステム 4. 1 一般要求事項 (1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。 (2) 組織は、次の事項を実施する。 a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。 b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図1のとおりとする。 c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。 d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。 e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。 f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p>	

変更前

- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。
- a) プロセス及び原子力発電施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
  - b) プロセス及び原子力発電施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 運転開始後の原子力発電施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7. 4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

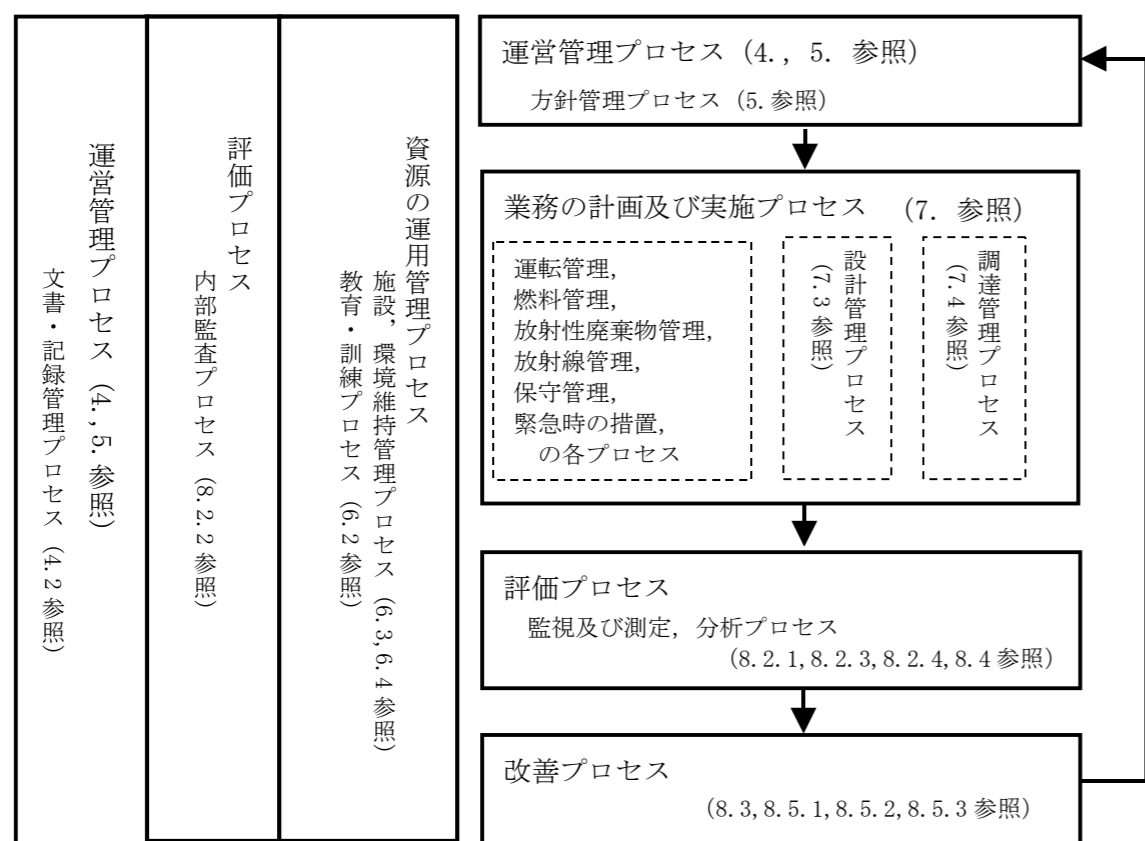


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

変更後

- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。
- a) プロセス及び原子力発電施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
  - b) プロセス及び原子力発電施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 運転開始後の原子力発電施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7. 4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

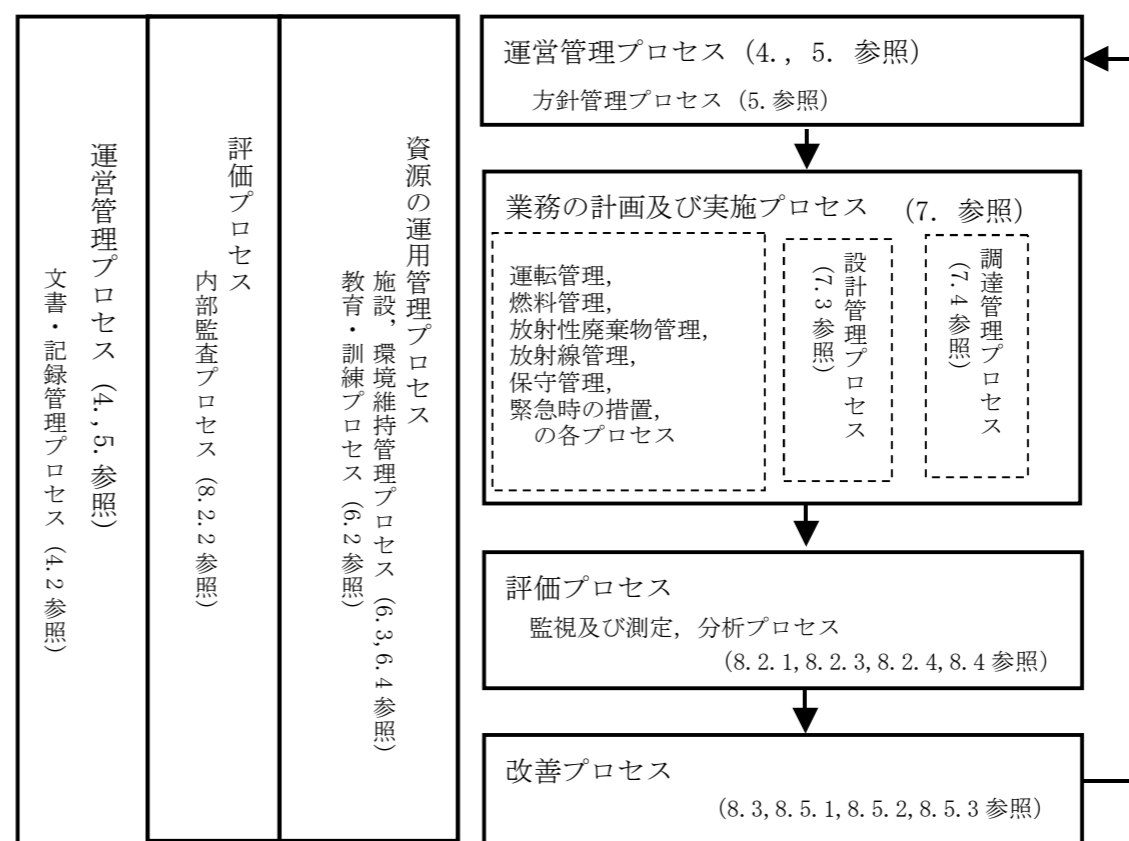


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

備考

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前		変 更 後		備 考																																								
<p>4. 2 文書化に関する要求事項</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 以下の品質マニュアル</p> <p>①本品質保証計画, ②原子力品質保証規程 (Z-21)</p> <p>c) JEAC4111が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>第3条の 関連条項</th> <th>原子力品質 保証規程の 関連条項</th> <th>名 称</th> <th>文書番号</th> <th>管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td>NI-12</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>原子力品質監査基本マニュアル</td> <td>AM-19</td> <td>内部監査室</td> </tr> <tr> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル</td> <td>NI-11</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table> <p>d) 組織内のプロセスの効果的な計画, 運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した記録を含む文書</p> <p>①以下の文書</p>		第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所	4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部	8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	内部監査室	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部	<p>4. 2 文書化に関する要求事項</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。</p> <p>a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>b) 以下の品質マニュアル</p> <p>①本品質保証計画, ②原子力品質保証規程 (Z-21)</p> <p>c) JEAC4111が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>第3条の 関連条項</th> <th>原子力品質 保証規程の 関連条項</th> <th>名 称</th> <th>文書番号</th> <th>管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td>NI-12</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>原子力品質監査基本マニュアル</td> <td>AM-19</td> <td>内部監査室</td> </tr> <tr> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル</td> <td>NI-11</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table> <p>d) 組織内のプロセスの効果的な計画, 運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した記録を含む文書</p> <p>①以下の文書</p>		第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所	4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部	8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	内部監査室	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部	
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所																																								
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部																																								
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	内部監査室																																								
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部																																								
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所																																								
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部																																								
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	内部監査室																																								
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処 置基本マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名称	文書 番号	管理箇所	第3条以外の 関連条文	原子力規制委員 会設置法の一部 の施行に伴う変 更（新規基準 の施行に伴う変 更）  実用発電用原子 炉の設置、運転 等に関する規則 の改正に伴う変 更  実用発電用原子 炉及びその附属 施設の位置、構 造及び設備の基 準に関する規則 等の改正に伴う 変更
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施基 本マニュアル	NI-17	原子力安全・統括部	第10条第10条	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施基 本マニュアル	NI-17	原子力安全・統括部	第10条, <u>第17条の3,</u> <u>第17条の4</u>	
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理部	第6条～ <u>第9条</u>	5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理部	第6条～第9条, <u>第17条の7</u>	
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実施 基本マニュアル	NI-18	原子力安全・統括部	—	5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実施 基本マニュアル	NI-18	原子力安全・統括部	—	
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニユ アル	NH-20	原子力人財育成セン ター	第118条～第120条	6.2	6.2	教育及び訓練基本マニユ アル	NH-20	原子力人財育成セン ター	第118条～第120条, <u>第17条～第17条の5,</u> <u>第17条の7, 第17条の8</u>	
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第7条, 第11条の2, 第12条 ～第78条, 第84条, 第87条, 第94条, 第95条, 第108条～ 第117条, 第120条, 第121 条	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第7条, 第11条の2, 第12条 ～第78条, 第84条, 第87条, 第94条, 第95条, 第108条～ 第117条, 第120条, 第121 条	
		燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第19条～第23条, 第25条～ 第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第72条, 第79条～ 第86条, 第103条, 第104条, 第120条			燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第19条～第23条, 第25条～ 第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第72条, 第79条～ 第86条, 第103条, 第104条, 第120条	
		放射性廃棄物管理基本マニ ュアル	NM-54	原子力運営管理部	第87条, 第87条の2, 第88 条, 第89条, 第120条, 第121条			放射性廃棄物管理基本マニ ュアル	NM-54	原子力運営管理部	第87条, 第87条の2, 第88 条, 第89条, 第120条, 第121条	
		放射線管理基本マニュアル	NM-53	原子力運営管理部	第79条, 第86条, 第87条, 第87条の3, 第89条, 第92条～第105条, 第118条～第121条			放射線管理基本マニュアル	NM-53	原子力運営管理部	<u>第17条の7,</u> 第79条, 第86 条, 第87条, 第87条の3, 第89条, 第92条～第105条, 第118条～第121条	
		保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理部	第90条, 第102条, 第107条, 第107条の2, 第120条			保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理部	<u>第17条～第17条の4,</u> 第90 条, 第102条, 第107条, 第107条の2, 第120条	
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基 本マニュアル	NM-21	原子力運営管理部	—	7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基 本マニュアル	NM-21	原子力運営管理部	—	
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE-16	原子力設備管理部	—	7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE-16	原子力設備管理部	<u>第17条の2～第17条の4</u>	
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理部	—	7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理部	<u>第17条</u>	
		原子燃料調達基本マニユ アル	NC-15	原子燃料サイクル部	—			原子燃料調達基本マニユ アル	NC-15	原子燃料サイクル部	—	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考	
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以外の 関連条文	記載の適正化	
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニュアル	NM-13	原子力運営管理部	第19条, 第21条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条, 第32条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第54条, 第57条, <b>第60条, 第63条</b> , 第81条, 第84条, 第107条, 第120条	8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニュアル	NM-13	原子力運営管理部	第19条, 第21条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条, 第32条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第54条, 第57条, <b>第59条, 第62条, 第66条</b> , 第81条, 第84条, 第107条, 第120条		記載の適正化
		運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第21条, 第24条, 第27条, 第39条, 第41条, 第51条～第54条, 第58条, <b>第60条, 第61条</b> , 第67条, 第84条, 第120条			運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第21条, 第24条, 第27条, 第39条, 第41条, 第51条～第54条, 第58条, <b>第59条, 第60条, 第66条</b> , 第67条, 第84条, 第120条		記載の適正化
<p>②発電所品質保証計画書 ③要領, 要項, 手引等の手順書 ④部門作成文書 ⑤外部文書 ⑥上記①②③④⑤で規定する記録</p> <p>図2. 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>4.2.2 品質マニュアル 組織は, 品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し, 維持する。制定・改訂権限者は社長とする。</p> <p>4.2.3 文書管理 (1) 組織は, 品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために, 「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき, 保安規定上の位置付けを明確にするとともに, 保安活動の重</p>						<p>②発電所品質保証計画書 ③要領, 要項, 手引等の手順書 ④部門作成文書 ⑤外部文書 ⑥上記①②③④⑤で規定する記録</p> <p>図2. 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>4.2.2 品質マニュアル 組織は, 品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し, 維持する。制定・改訂権限者は社長とする。</p> <p>4.2.3 文書管理 (1) 組織は, 品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために, 「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき, 保安規定上の位置付けを明確にするとともに, 保安活動の重</p>							



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>要度に応じて管理する。また、記録は、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。</p> <p>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</p> <p>c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p> <p>4. 2. 4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。</p> <p>(2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。</p> <p>5. 経営者の責任</p> <p>5. 1 経営者のコミットメント</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。</p> <p>b) 品質方針を設定する。</p> <p>c) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>5. 2 原子力安全の重視</p> <p>社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7. 2. 1及び8. 2. 1参照）。</p> <p>5. 3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 東京電力の経営理念に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 適切性の持続のためにレビューされる。</p>	<p>要度に応じて管理する。また、記録は、4. 2. 4に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。</p> <p>b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。</p> <p>c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p> <p>4. 2. 4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。</p> <p>(2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。</p> <p>5. 経営者の責任</p> <p>5. 1 経営者のコミットメント</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。</p> <p>a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。</p> <p>b) <b>基本姿勢及び</b>品質方針を設定する。</p> <p>c) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>5. 2 原子力安全の重視</p> <p>社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7. 2. 1及び8. 2. 1参照）。</p> <p>5. 3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 東京電力の経営理念に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 適切性の持続のためにレビューされる。</p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>5. 4 計画</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7. 1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>社長は、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 品質目標に加えて4. 1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。</p> <p>5. 5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5. 5. 1 責任及び権限</p> <p>社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第5条（保安に関する職務）及び第9条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第4条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。</p> <p>5. 5. 2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、内部監査室長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。</p> <p>(2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 組織全体（内部監査室を除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>5. 5. 3 内部コミュニケーション</p> <p>社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。</p>	<p>5. 4 計画</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7. 1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>社長は、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 品質目標に加えて4. 1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。</p> <p>5. 5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5. 5. 1 責任及び権限</p> <p>社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第5条（保安に関する職務）及び第9条（<u>原子炉</u>主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第4条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。</p> <p>5. 5. 2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、内部監査室長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。</p> <p>(2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c) 組織全体（内部監査室を除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>5. 5. 3 内部コミュニケーション</p> <p>社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>(1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>5. 6. 2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。</p> <p>a) 監査の結果</p> <p>b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方</p> <p>c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果</p> <p>d) 予防処置及び是正処置の状況</p> <p>e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ</p> <p>f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>g) 改善のための提案</p> <p>5. 6. 3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施にかかわる改善</p> <p>c) 資源の必要性</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6. 1 資源の提供</p> <p>組織は、人的資源、原子力発電施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。</p> <p>6. 2 人的資源</p> <p>6. 2. 1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。</p> <p>6. 2. 2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>組織は、次の事項を「NH-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 該当する場合には(必要な力量が不足している場合には)、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p>	<p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>(1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに<u>基本姿勢</u>、品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>5. 6. 2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。</p> <p>a) 監査の結果</p> <p>b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方</p> <p>c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果</p> <p>d) 予防処置及び是正処置の状況</p> <p>e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ</p> <p>f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>g) 改善のための提案</p> <p>5. 6. 3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施にかかわる改善</p> <p>c) 資源の必要性</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6. 1 資源の提供</p> <p>組織は、人的資源、原子力発電施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。</p> <p>6. 2 人的資源</p> <p>6. 2. 1 一般</p> <p>原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。</p> <p>6. 2. 2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>組織は、次の事項を「NH-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 該当する場合には(必要な力量が不足している場合には)、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>e) 教育, 訓練, 技能及び経験について該当する記録を維持する (4. 2. 4 参照)。</p> <p>6. 3 原子力発電施設 組織は, 原子力安全の達成のために必要な原子力発電施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし, 維持管理する。</p> <p>6. 4 作業環境 組織は, 放射線に関する作業環境を基本とし, 異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め, 原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし, 運営管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施 7. 1 業務の計画 (1) 組織は, 保安活動に必要な業務のプロセスを計画し, 運転管理 (緊急時の措置含む), 燃料管理, 放射性廃棄物管理, 放射線管理, 保守管理の各基本マニュアルに定める。また, 各基本マニュアルに基づき, 業務に必要なプロセスを計画し, 構築する。 (2) 業務の計画は, 品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる (4. 1 参照)。 (3) 組織は, 業務の計画に当たって, 次の各事項について適切に明確化する。 a) 業務に対する品質目標及び要求事項 b) 業務に特有な, プロセス及び文書の確立の必要性, 並びに資源の提供の必要性 c) その業務のための検証, 妥当性確認, 監視, 測定, 検査及び試験活動, 並びにこれらの合否判定基準 d) 業務のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 (4. 2. 4 参照) (4) この業務の計画のアウトプットは, 組織の運営方法に適した形式にする。</p> <p>7. 2 業務に対する要求事項に関するプロセス 7. 2. 1 業務に対する要求事項の明確化 組織は, 次の事項を「業務の計画」 (7. 1 参照) において明確にする。 a) 業務に適用される法令・規制要求事項 b) 明示されていないが, 業務に不可欠な要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p> <p>7. 2. 2 業務に対する要求事項のレビュー (1) 組織は, 「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき, 業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは, 業務を行う前に実施する。 (2) レビューでは, 次の事項を確実にする。 a) 業務に対する要求事項が定められている。 b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には, それについて解決されている。 c) 組織が, 定められた要求事項を満たす能力をもっている。 (3) このレビューの結果の記録, 及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する (4. 2. 4 参照)。</p>	<p>e) 教育, 訓練, 技能及び経験について該当する記録を維持する (4. 2. 4 参照)。</p> <p>6. 3 原子力発電施設 組織は, 原子力安全の達成のために必要な原子力発電施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし, 維持管理する。</p> <p>6. 4 作業環境 組織は, 放射線に関する作業環境を基本とし, 異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め, 原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし, 運営管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施 7. 1 業務の計画 (1) 組織は, 保安活動に必要な業務のプロセスを計画し, 運転管理 (緊急時の措置含む), 燃料管理, 放射性廃棄物管理, 放射線管理, 保守管理, <u>緊急時の措置</u>の各基本マニュアルに定める。また, 各基本マニュアルに基づき, 業務に必要なプロセスを計画し, 構築する。 (2) 業務の計画は, 品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる (4. 1 参照)。 (3) 組織は, 業務の計画に当たって, 次の各事項について適切に明確化する。 a) 業務に対する品質目標及び要求事項 b) 業務に特有な, プロセス及び文書の確立の必要性, 並びに資源の提供の必要性 c) その業務のための検証, 妥当性確認, 監視, 測定, 検査及び試験活動, 並びにこれらの合否判定基準 d) 業務のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 (4. 2. 4 参照) (4) この業務の計画のアウトプットは, 組織の運営方法に適した形式にする。</p> <p>7. 2 業務に対する要求事項に関するプロセス 7. 2. 1 業務に対する要求事項の明確化 組織は, 次の事項を「業務の計画」 (7. 1 参照) において明確にする。 a) 業務に適用される法令・規制要求事項 b) 明示されていないが, 業務に不可欠な要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p> <p>7. 2. 2 業務に対する要求事項のレビュー (1) 組織は, 「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき, 業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは, 業務を行う前に実施する。 (2) レビューでは, 次の事項を確実にする。 a) 業務に対する要求事項が定められている。 b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には, それについて解決されている。 c) 組織が, 定められた要求事項を満たす能力をもっている。 (3) このレビューの結果の記録, 及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する (4. 2. 4 参照)。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。</p> <p>(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7. 2. 3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。</p> <p>7. 3 設計・開発 組織は、原子力発電施設を対象として、「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計・開発の計画 (1) 組織は、原子力発電施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。 (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。 a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認 c) 設計・開発に関する責任及び権限 (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。 (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p> <p>7. 3. 2 設計・開発へのインプット (1) 原子力発電施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4. 2. 4 参照)。インプットには次の事項を含める。 a) 機能及び性能に関する要求事項 b) 適用される法令・規制要求事項 c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項 (2) 原子力発電施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をその適切性をレビューする。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないようにする。</p> <p>7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。 (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。 a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。 b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。 c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力発電施設の特性を明確にする。</p> <p>7. 3. 4 設計・開発のレビュー (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7. 3. 1 参照)体系的なレビューを行う。</p>	<p>(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。</p> <p>(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7. 2. 3 外部とのコミュニケーション 組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。</p> <p>7. 3 設計・開発 組織は、原子力発電施設を対象として、「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計・開発の計画 (1) 組織は、原子力発電施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。 (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。 a) 設計・開発の段階 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認 c) 設計・開発に関する責任及び権限 (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。 (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p> <p>7. 3. 2 設計・開発へのインプット (1) 原子力発電施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4. 2. 4 参照)。インプットには次の事項を含める。 a) 機能及び性能に関する要求事項 b) 適用される法令・規制要求事項 c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報 d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項 (2) 原子力発電施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をその適切性をレビューする。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないようにする。</p> <p>7. 3. 3 設計・開発からのアウトプット (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。 (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。 a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。 b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。 c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。 d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力発電施設の特性を明確にする。</p> <p>7. 3. 4 設計・開発のレビュー (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7. 3. 1 参照)体系的なレビューを行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。 b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 3. 5 設計・開発の検証 (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7. 3. 1参照)検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子力発電施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7. 3. 1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。 (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子力発電施設の使用前に、妥当性確認を完了する。 (3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 3. 7 設計・開発の変更管理 (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。 (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子力発電施設を構成する要素及び関連する原子力発電施設に及ぼす影響の評価を含める。 (4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 4 調達 組織は、「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。</p> <p>7. 4. 1 調達プロセス (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。 (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。 (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。 (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。</p> <p>7. 4. 2 調達要求事項 (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。 a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p>	<p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。 b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 3. 5 設計・開発の検証 (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7. 3. 1参照)検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7. 3. 6 設計・開発の妥当性確認 (1) 結果として得られる原子力発電施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7. 3. 1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。 (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子力発電施設の使用前に、妥当性確認を完了する。 (3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 3. 7 設計・開発の変更管理 (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。 (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子力発電施設を構成する要素及び関連する原子力発電施設に及ぼす影響の評価を含める。 (4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 4 調達 組織は、「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。</p> <p>7. 4. 1 調達プロセス (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。 (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。 (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。 (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4. 2. 4参照)。 (5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。</p> <p>7. 4. 2 調達要求事項 (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。 a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項 c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項 (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>7. 4. 3 調達製品の検証 (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。 (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。</p> <p>7. 5 業務の実施 7. 5. 1 業務の管理 組織は、「業務の計画」(7. 1参照)に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。 a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。 b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。 c) 適切な設備を使用している。 d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。 e) 監視及び測定が実施されている。 f) 業務のリリースが実施されている。</p> <p>7. 5. 2 業務に関するプロセスの妥当性確認 (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。 (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。 (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。 a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b) 設備の承認及び要員の適格性確認 c) 所定の方法及び手順の適用 d) 記録に関する要求事項(4. 2. 4参照) e) 妥当性の再確認</p> <p>7. 5. 3 識別及びトレーサビリティ (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。 (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。 (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 5. 4 組織外の所有物 組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p>	<p>b) 要員の適格性確認に関する要求事項 c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項 (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>7. 4. 3 調達製品の検証 (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。 (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。</p> <p>7. 5 業務の実施 7. 5. 1 業務の管理 組織は、「業務の計画」(7. 1参照)に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。 a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。 b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。 c) 適切な設備を使用している。 d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。 e) 監視及び測定が実施されている。 f) 業務のリリースが実施されている。</p> <p>7. 5. 2 業務に関するプロセスの妥当性確認 (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。 (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。 (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。 a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b) 設備の承認及び要員の適格性確認 c) 所定の方法及び手順の適用 d) 記録に関する要求事項(4. 2. 4参照) e) 妥当性の再確認</p> <p>7. 5. 3 識別及びトレーサビリティ (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。 (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。 (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p> <p>7. 5. 4 組織外の所有物 組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4. 2. 4参照)。</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>7. 5. 5 調達製品の保存</p> <p>組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7. 6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4. 2. 4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8. 1 一般</p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p>8. 2 監視及び測定</p> <p>8. 2. 1 原子力安全の達成</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。</p>	<p>7. 5. 5 調達製品の保存</p> <p>組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7. 6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4. 2. 4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8. 1 一般</p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p>8. 2 監視及び測定</p> <p>8. 2. 1 原子力安全の達成</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>8. 2. 2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7. 1 参照）に適合しているか、JEAC 4 1 1 1 の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。</p> <p>(3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。</p> <p>(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8. 5. 2 参照）。</p> <p>8. 2. 3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」(第 10 条 (原子炉施設の定期的な評価) を含む) に基づき、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。</p> <p>8. 2. 4 検査及び試験</p> <p>(1) 組織は、原子力発電施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、原子力発電施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7. 1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(4) 業務の計画（7. 1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子力発電施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p> <p>8. 3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p>	<p>8. 2. 2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7. 1 参照）に適合しているか、JEAC 4 1 1 1 の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。</p> <p>(3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。</p> <p>(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8. 5. 2 参照）。</p> <p>8. 2. 3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」(第 10 条 (原子炉施設の定期的な評価) を含む) に基づき、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。</p> <p>8. 2. 4 検査及び試験</p> <p>(1) 組織は、原子力発電施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、原子力発電施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7. 1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4. 2. 4 参照）。</p> <p>(4) 業務の計画（7. 1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子力発電施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p> <p>8. 3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。                      b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。                      c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。                      d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。                      (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4. 2. 4参照)。                      (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8. 4 データの分析                      (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。                      (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。                      a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8. 2. 1参照)                      b) 業務に対する要求事項への適合(8. 2. 3及び8. 2. 4参照)                      c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力発電施設の特性及び傾向(8. 2. 3及び8. 2. 4参照)                      d) 供給者の能力(7. 4参照)</p> <p>8. 5 改善                      8. 5. 1 継続的改善                      組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>8. 5. 2 是正処置                      (1) 組織は、再発防止のため、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。                      (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。                      (3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。                      a) 不適合の内容確認                      b) 不適合の原因の特定                      c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価                      d) 必要な処置の決定及び実施                      e) とった処置の結果の記録(4. 2. 4参照)                      f) とった是正処置の有効性のレビュー</p>	<p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。                      b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。                      c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。                      d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。                      (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4. 2. 4参照)。                      (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8. 4 データの分析                      (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。                      (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。                      a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方(8. 2. 1参照)                      b) 業務に対する要求事項への適合(8. 2. 3及び8. 2. 4参照)                      c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力発電施設の特性及び傾向(8. 2. 3及び8. 2. 4参照)                      d) 供給者の能力(7. 4参照)</p> <p>8. 5 改善                      8. 5. 1 継続的改善                      組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>8. 5. 2 是正処置                      (1) 組織は、再発防止のため、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。                      (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。                      (3) 次の事項に関する要求事項(JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。                      a) 不適合の内容確認                      b) 不適合の原因の特定                      c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価                      d) 必要な処置の決定及び実施                      e) とった処置の結果の記録(4. 2. 4参照)                      f) とった是正処置の有効性のレビュー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>8. 5. 3 予防処置</p> <p>(1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 起こり得る不適合及びその原因の特定</li> <li>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</li> <li>c) 必要な処置の決定及び実施</li> <li>d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）</li> <li>e) とった予防処置の有効性のレビュー</li> </ul>	<p>8. 5. 3 予防処置</p> <p>(1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（J E A C 4 1 1 1 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 起こり得る不適合及びその原因の特定</li> <li>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</li> <li>c) 必要な処置の決定及び実施</li> <li>d) とった処置の結果の記録（4. 2. 4 参照）</li> <li>e) とった予防処置の有効性のレビュー</li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第 3 章 体制及び評価</p> <p>第 1 節 保安管理体制</p> <p>(保安に関する組織)</p> <p>第 4 条 発電所の保安に関する組織は、図 4 のとおりとする。</p>	<p style="text-align: center;">第 3 章 体制及び評価</p> <p>第 1 節 保安管理体制</p> <p>(保安に関する組織)</p> <p>第 4 条 発電所の保安に関する組織は、図 4 のとおりとする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

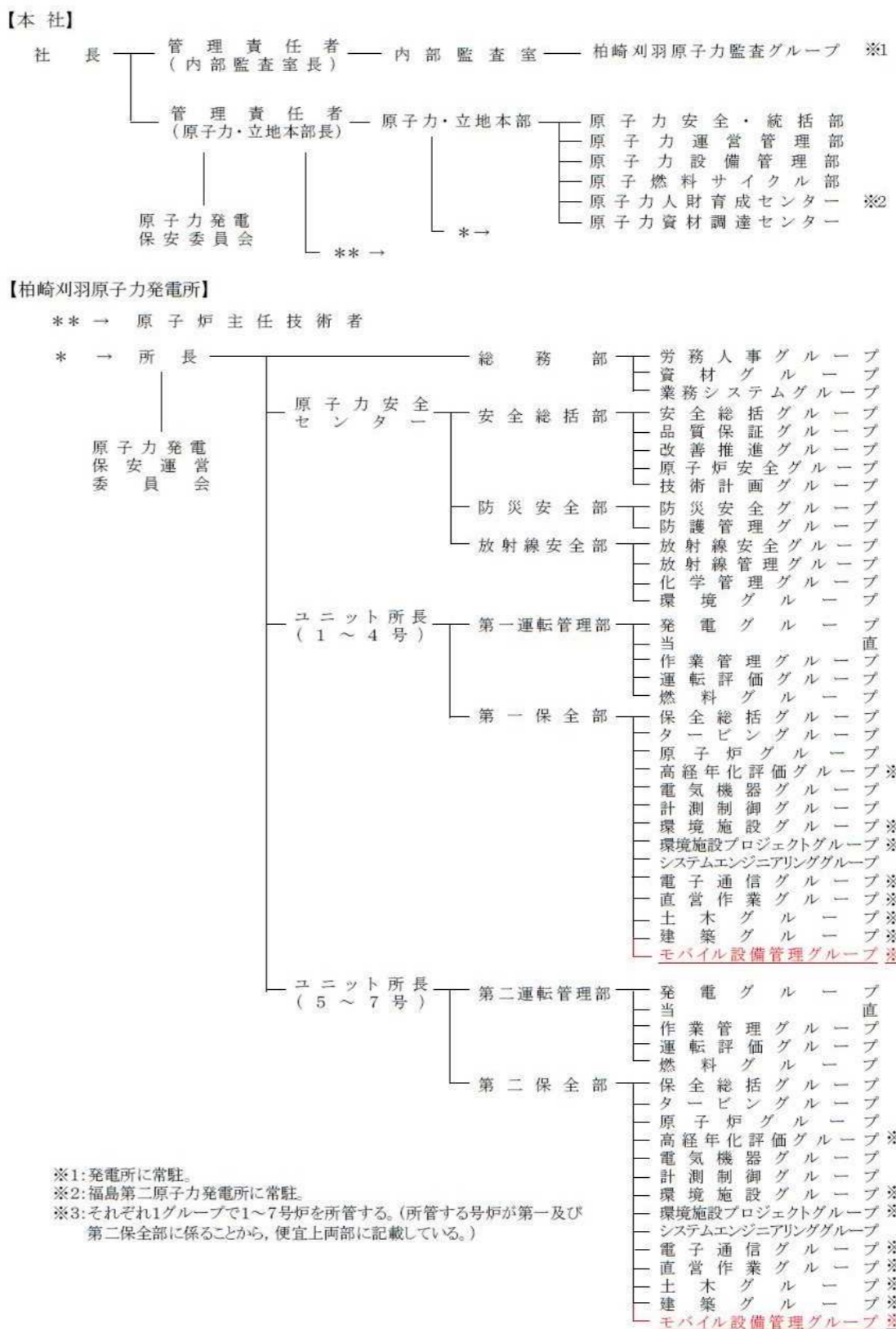
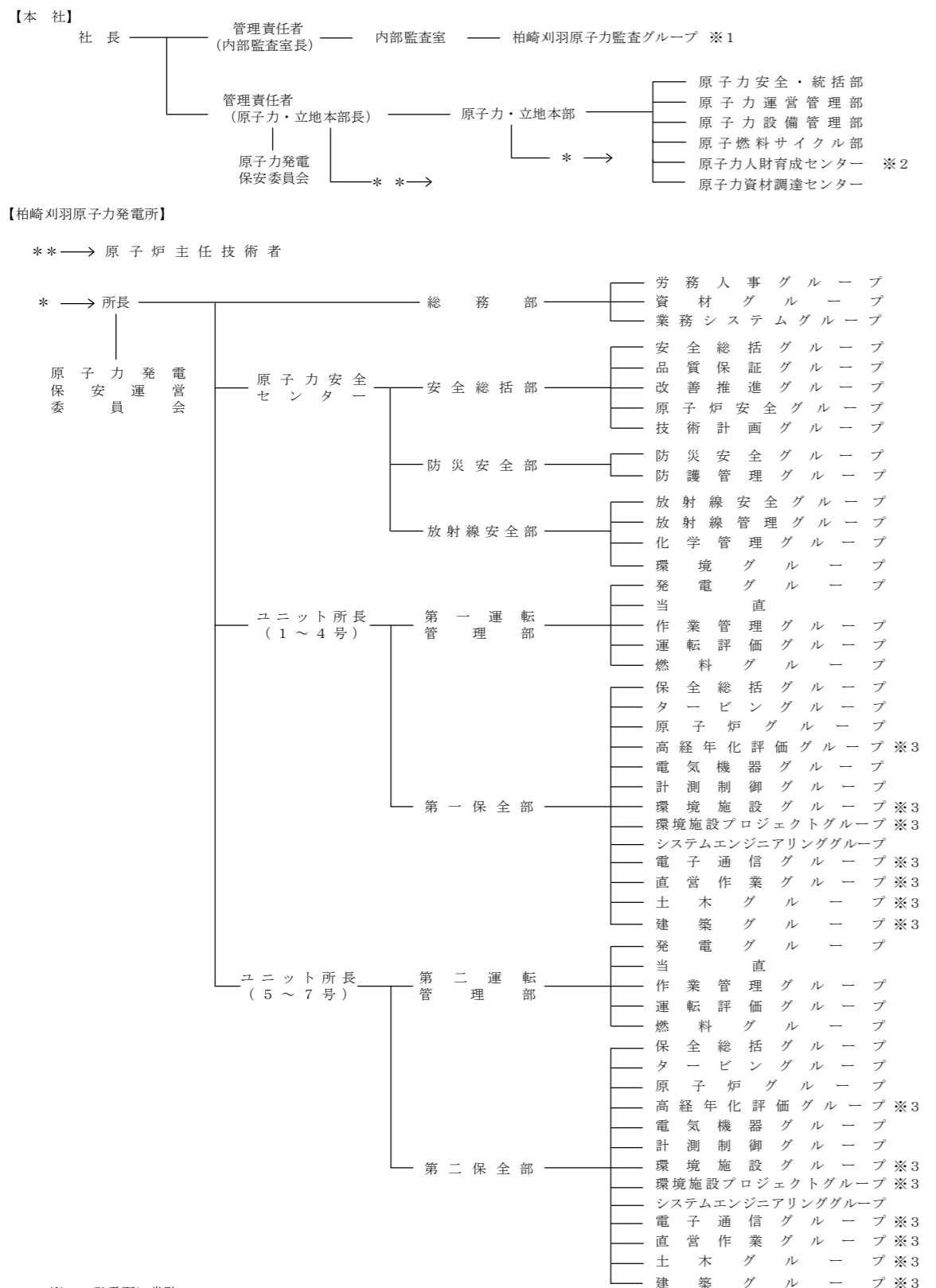
変更前

変更後

備考

図4

図4



原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)

※1: 発電所に常駐。  
※2: 福島第二原子力発電所に常駐。  
※3: それぞれ1グループで1~7号炉を所管する。(所管する号炉が第一及び第二保全部に係ることから、便宜上両部に記載している。)

※1: 発電所に常駐。  
※2: 福島第二原子力発電所に常駐。  
※3: それぞれ1グループで1~7号炉を所管する。(所管する号炉が第一及び第二保全部に係ることから、便宜上両部に記載している。)



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第5条 保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。</p> <p>(2) 内部監査室長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（内部監査室に限る。）。</p> <p>(3) 柏崎刈羽原子力監査グループは、品質保証活動の監査を行う。</p> <p>(4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、原子力人財育成センター、原子力資材調達センターの長及び所長を指導監督し、原子力業務を統括する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（内部監査室を除く。）。</p> <p>(5) 原子力安全・統括部は、管理責任者を補佐し、原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画、管理に関する業務を行う。</p> <p>(6) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。</p> <p>(7) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。</p> <p>(8) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。</p> <p>(9) 原子力人財育成センターは、保安教育及びその他必要な教育の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 原子力資材調達センターは、調達先の評価・選定に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、原子力・立地本部長を補佐し、発電所における保安に関する業務を統括し、その際には主任技術者の意見を尊重する。</p> <p>(2) 労務人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。</p> <p>(3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。</p> <p>(4) 業務システムグループは、原子力業務システムの運用管理に関する業務を行う。</p> <p>(5) 安全総括グループは、定期検査、定期安全管理審査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(6) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。</p> <p>(7) 改善推進グループは、不適合情報、運転経験情報等の分析・評価・活用に関する業務を行う。</p> <p>(8) 原子炉安全グループは、原子力安全の総括に関する業務を行う。</p> <p>(9) 技術計画グループは、原子力技術の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 防災安全グループは、緊急時の措置の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(11) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(12) 放射線安全グループは、放射線管理（放射線管理グループ、化学管理グループ所管業務を除く。）及び環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>(13) 放射線管理グループは、発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を</p>	<p>(保安に関する職務)</p> <p>第5条 保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子炉主任技術者を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。</p> <p>(2) 内部監査室長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（内部監査室に限る。）。</p> <p>(3) 柏崎刈羽原子力監査グループは、品質保証活動の監査を行う。</p> <p>(4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、原子力人財育成センター、原子力資材調達センターの長及び所長を指導監督し、原子力業務を統括する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（内部監査室を除く。）。</p> <p>(5) 原子力安全・統括部は、管理責任者を補佐し、原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画、管理に関する業務を行う（<u>自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。</u>）。</p> <p>(6) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う（<u>自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。</u>）。</p> <p>(7) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う（<u>自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。</u>）。</p> <p>(8) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。</p> <p>(9) 原子力人財育成センターは、保安教育及びその他必要な教育の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 原子力資材調達センターは、調達先の評価・選定に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、原子力・立地本部長を補佐し、発電所における保安に関する業務を統括し、その際には<u>原子炉</u>主任技術者の意見を尊重する。</p> <p>(2) 労務人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。</p> <p>(3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。</p> <p>(4) 業務システムグループは、原子力業務システムの運用管理に関する業務を行う。</p> <p>(5) 安全総括グループは、<u>施設</u>定期検査（以下「<u>定期検査</u>」という。）、定期安全管理審査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(6) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。</p> <p>(7) 改善推進グループは、不適合情報、運転経験情報等の分析・評価・活用に関する業務を行う。</p> <p>(8) 原子炉安全グループは、原子力安全の総括に関する業務を行う。</p> <p>(9) 技術計画グループは、原子力技術の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 防災安全グループは、緊急時の措置の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(11) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(12) 放射線安全グループは、放射線管理（放射線管理グループ、化学管理グループ所管業務を除く。）及び環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>(13) 放射線管理グループは、発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>含む。)が行う放射線管理の支援・指導・助言及び管理区域の維持・管理に関する業務を行う。</p> <p>(14) 化学管理グループは、化学管理及び放射性気体・液体廃棄物の管理に関する業務を行う。</p> <p>(15) 環境グループは、放射性固体廃棄物の管理に関する業務を行う。</p> <p>(16) 発電グループは、原子炉施設の運用管理に関する業務を行う。</p> <p>(17) 当直は、原子炉施設の運転に関する業務(作業管理グループ所管業務を除く。)及び燃料取扱いに関する業務を行う。</p> <p>(18) 作業管理グループは、原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 運転評価グループは、原子炉施設の運転に係る業務の支援・評価に関する業務(発電グループ所管業務を除く。)を行う。</p> <p>(20) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務(当直所管業務を除く。)を行う。</p> <p>(21) 保全総括グループは、原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。</p> <p>(22) タービングループは、原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(23) 原子炉グループは、原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(24) 高経年化評価グループは、原子炉内部構造物及び原子炉再循環系に係る保守管理並びに原子炉施設の高経年化に関する技術評価の総括に関する業務を行う。</p> <p>(25) 電気機器グループは、原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(26) 計測制御グループは、原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(27) 環境施設グループは、廃棄物処理設備の保守の総括、保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(28) 環境施設プロジェクトグループは、廃棄物処理設備の改良工事に関する業務を行う。</p> <p>(29) システムエンジニアリンググループは、保全革新業務の推進及び各設備点検結果の評価並びに系統信頼性に関する技術検討に関する業務を行う。</p> <p>(30) 電子通信グループは、電子通信設備の運用・保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(31) 直営作業グループは、原子炉施設の直営作業の総括に関する業務を行う。</p> <p>(32) 土木グループは、原子炉施設のうち土木設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(33) 建築グループは、原子炉施設のうち建築設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。</p> <p>(1) 本社各部長(原子力人財育成センター所長及び原子力資材調達センター所長を含む。)は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。</p> <p>(2) 原子力安全センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、安全総括部、防災安全部及び放射線安全部の業務を統括管理する。</p> <p>(3) ユニット所長(1～4号)は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、第一運転管理部及び第一保全部の業務を統括管理する。</p> <p>(4) ユニット所長(5～7号)は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、第二運転管理部及び第二保全部の業務を統括管理する。</p> <p>(5) 発電所各部長は、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。</p> <p>(6) 各GMは、グループ員(当直員を含む。)を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育<u>ならび</u>に記録及び報告を行う。</p> <p>(7) グループ員(当直員を含む。)は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。</p>	<p>含む。)が行う放射線管理の支援・指導・助言及び管理区域の維持・管理に関する業務を行う。</p> <p>(14) 化学管理グループは、化学管理及び放射性気体・液体廃棄物の管理<u>並びに有毒ガス防護の発電所敷地内確認の手順整備</u>に関する業務を行う。</p> <p>(15) 環境グループは、放射性固体廃棄物の管理に関する業務を行う。</p> <p>(16) 発電グループは、原子炉施設の運用管理に関する業務を行う。</p> <p>(17) 当直は、原子炉施設の運転に関する業務(作業管理グループ所管業務を除く。)及び燃料取扱いに関する業務を行う。</p> <p>(18) 作業管理グループは、原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 運転評価グループは、原子炉施設の運転に係る業務の支援・評価に関する業務(発電グループ所管業務を除く。)を行う。</p> <p>(20) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務(当直所管業務を除く。)を行う。</p> <p>(21) 保全総括グループは、原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。</p> <p>(22) タービングループは、原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(23) 原子炉グループは、原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(24) 高経年化評価グループは、原子炉内部構造物及び原子炉再循環系に係る保守管理並びに原子炉施設の高経年化に関する技術評価の総括に関する業務を行う。</p> <p>(25) 電気機器グループは、原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(26) 計測制御グループは、原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(27) 環境施設グループは、廃棄物処理設備の保守の総括、保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(28) 環境施設プロジェクトグループは、廃棄物処理設備の改良工事に関する業務を行う。</p> <p>(29) システムエンジニアリンググループは、保全革新業務の推進及び各設備点検結果の評価並びに系統信頼性に関する技術検討に関する業務を行う。</p> <p>(30) 電子通信グループは、電子通信設備の運用・保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(31) 直営作業グループは、原子炉施設の直営作業の総括に関する業務を行う。</p> <p>(32) 土木グループは、原子炉施設のうち土木設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p>(33) 建築グループは、原子炉施設のうち建築設備に係る保守管理に関する業務を行う。</p> <p><u>(34) モバイル設備管理グループは、可搬型重大事故等対処設備等の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。</p> <p>(1) 本社各部長(原子力人財育成センター所長及び原子力資材調達センター所長を含む。)は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。</p> <p>(2) 原子力安全センター所長は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、安全総括部、防災安全部及び放射線安全部の業務を統括管理する。</p> <p>(3) ユニット所長(1～4号)は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、第一運転管理部及び第一保全部の業務を統括管理する。</p> <p>(4) ユニット所長(5～7号)は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、第二運転管理部及び第二保全部の業務を統括管理する。</p> <p>(5) 発電所各部長は、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。</p> <p>(6) 各GMは、グループ員(当直員を含む。)を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育<u>並び</u>に記録及び報告を行う <u>(火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。)</u>。</p> <p>(7) グループ員(当直員を含む。)は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(原子力発電保安委員会)</p> <p>第6条 本所に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。</p> <p>（1）原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物，系統及び機器の変更</p> <p>（2）保安規定の変更</p> <p>（3）保安教育に関する事項</p> <p>（4）その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力・立地本部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は、委員長，原子力安全・統括部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，主任技術者に加え，GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p>5. 委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。</p>	<p>(原子力発電保安委員会)</p> <p>第6条 本所に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。</p> <p>（1）原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物，系統及び機器の変更</p> <p>（2）保安規定の変更</p> <p>（3）保安教育に関する事項</p> <p>（4）その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力・立地本部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は，委員長，原子力安全・統括部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，<u>原子炉</u>主任技術者に加え，GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p>5. 委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。</p>	<p>記載の適正化</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子力発電保安運営委員会)                      第7条 発電所に原子力発電保安運営委員会(以下「運営委員会」という。)を設置する。                      2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 保安管理体制に関する事項</li> <li>(2) 原子炉施設の定期的な評価に関する事項</li> <li>(3) 運転管理に関する事項</li> <li>(4) 燃料管理に関する事項</li> <li>(5) 放射性廃棄物管理に関する事項</li> <li>(6) 放射線管理に関する事項</li> <li>(7) 保守管理に関する事項</li> <li>(8) 原子炉施設の改造に関する事項</li> <li>(9) 緊急時における運転操作に関する事項</li> <li>(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</li> </ul> <p>3. 所長を委員長とする。                      4. 運営委員会は、委員長、原子力安全センター所長、安全総括部長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>(原子力発電保安運営委員会)                      第7条 発電所に原子力発電保安運営委員会(以下「運営委員会」という。)を設置する。                      2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 保安管理体制に関する事項</li> <li>(2) 原子炉施設の定期的な評価に関する事項</li> <li>(3) 運転管理に関する事項<sup>※1</sup></li> <li>(4) 燃料管理に関する事項</li> <li>(5) 放射性廃棄物管理に関する事項</li> <li>(6) 放射線管理に関する事項</li> <li>(7) 保守管理に関する事項</li> <li>(8) 原子炉施設の改造に関する事項</li> <li>(9) 緊急時における運転操作に関する事項</li> <li>(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</li> </ul> <p>3. 所長を委員長とする。                      4. 運営委員会は、委員長、原子力安全センター所長、安全総括部長、<u>原子炉</u>主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p><u>※1：以下の事項を含む。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>誤操作の防止に関する事項(7号炉)</u></li> <li>・<u>火災、内部溢水(7号炉)、火山影響等(7号炉)、その他自然災害及び有毒ガス発生時(7号炉)の体制の整備に関する事項</u></li> <li>・<u>重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項(7号炉)</u></li> </ul>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子炉主任技術者の選任)</p> <p>第8条 原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。</p> <p>2. 主任技術者は原子炉毎に選任する。</p> <p>3. 主任技術者及び代行者は特別管理職とする。</p> <p>4. 主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。</p> <p>5. 第4項以外の主任技術者については、原子力安全センターの職務を兼務できる。</p> <p>6. 第5項の主任技術者については、自らの担当している号炉について主任技術者の職務と原子力安全センターの職務が重複する場合には、主任技術者としての職務を優先し、原子力安全センターの職務については、上位職の者が実施する。</p> <p>7. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて主任技術者を選任する。</p>	<p>(原子炉主任技術者の選任)</p> <p>第8条 原子力・立地本部長は、<u>原子炉</u>主任技術者及び代行者を、<u>原子炉</u>主任技術者免状を有する者であって、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。</p> <p><u>(1) 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務</u></p> <p><u>(2) 原子炉の運転に関する業務</u></p> <p><u>(3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務</u></p> <p><u>(4) 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務</u></p> <p>2. <u>原子炉</u>主任技術者は原子炉毎に選任する。</p> <p>3. <u>原子炉</u>主任技術者及び代行者は特別管理職とする。</p> <p>4. <u>原子炉</u>主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。</p> <p>5. 第4項以外の<u>原子炉</u>主任技術者については、原子力安全センターの職務を兼務できる。</p> <p>6. 第5項の<u>原子炉</u>主任技術者については、自らの担当している号炉について<u>原子炉</u>主任技術者の職務と原子力安全センターの職務が重複する場合には、<u>原子炉</u>主任技術者としての職務を優先し、原子力安全センターの職務については、上位職の者が実施する。</p> <p>7. <u>原子炉</u>主任技術者が職務を遂行できない場合<u>(7号炉の原子炉主任技術者については、非常招集可能圏外に離れる場合を含む)</u>は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて<u>原子炉</u>主任技術者を選任する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。</p> <p>(2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、原子力・立地本部長の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。</p> <p>(3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。</p> <p>(4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。</p> <p>(5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。</p> <p>(8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p><u>2.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>表9-1</p> <table border="1" data-bbox="157 1230 1279 1682"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</td> <td>原子炉冷却材温度制限値</td> </tr> <tr> <td>第78条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第82条 (燃料取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第92条 (管理区域の設定及び解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除</td> </tr> <tr> <td>第118条 (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第119条 (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条 文	内 容	第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画	第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除	第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>(<u>原子炉</u>主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 <u>原子炉</u>主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。</p> <p>(2) 表9-1に定める事項のうち、第118条及び第119条については、原子力・立地本部長の承認に先立ち確認し、その他の事項については、所長の承認に先立ち確認する。</p> <p>(3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。</p> <p>(4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。</p> <p>(5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。</p> <p>(8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p><u>2. 重大事故等時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</u></p> <p><u>3.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、<u>原子炉</u>主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>表9-1</p> <table border="1" data-bbox="1389 947 2555 1682"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>第12条 (運転員等の確保)</u></td> <td><u>第5項, 第6項, 第8項及び第9項の定める体制の構築</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u></td> <td><u>第3項に定める成立性の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u></td> <td><u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u></td> </tr> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</td> <td>原子炉冷却材温度制限値</td> </tr> <tr> <td>第78条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第82条 (燃料取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第92条 (管理区域の設定及び解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除</td> </tr> <tr> <td>第118条 (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第119条 (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条 文	内 容	<u>第12条 (運転員等の確保)</u>	<u>第5項, 第6項, 第8項及び第9項の定める体制の構築</u>	<u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u>	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u>	<u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u>	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u>	第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画	第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除	第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
条 文	内 容																																			
第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除																																			
第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			
条 文	内 容																																			
<u>第12条 (運転員等の確保)</u>	<u>第5項, 第6項, 第8項及び第9項の定める体制の構築</u>																																			
<u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u>	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u>																																			
<u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u>	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実実施計画 (7号炉)</u>																																			
第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除																																			
第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
表9-2		表9-2		
条文	内容	条文	内容	
第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果	<u>第17条（火災発生時の体制の整備）</u>	<u>火災が発生した場合に講じた措置の結果</u>	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	<u>第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備）</u>	<u>内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果（7号炉）</u>	
第35条（原子炉停止時冷却系その2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間	<u>第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）</u>	<u>火山影響等発生時に講じた措置の結果</u>	实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更
第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	<u>第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）</u>	<u>地震、津波及び竜巻等が発生した場合に講じた措置の結果</u>	
第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	<u>第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備）</u>	<u>有毒ガス発生時に講じた措置の結果（7号炉）</u>	实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更
	運転上の制限を満足していると判断した場合	<u>第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）</u>	<u>成立性の確認訓練の結果（7号炉）</u>	
第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）	必要な安全措置	<u>第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）</u>	<u>技術的能力の確認訓練の結果（7号炉）</u>	实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	
第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置	第35条（原子炉停止時冷却系その2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間	
第77条（異常時の措置）	異常の収束	<u>第66条（重大事故等対処設備）</u>	<u>要求される代替措置の確認（7号炉）</u>	
第82条（燃料取替実施計画）	第3項に定める取替炉心の安全性の評価結果	第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	
第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	
	放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合		運転上の制限を満足していると判断した場合	
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰	必要な安全措置	
	实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。） <u>第19条の17</u> 第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	運転上の制限を満足していると判断した場合	
		第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置	
		第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常の収束	
		第77条（異常時の措置）	異常の収束	
		第82条（燃料取替実施計画）	第3項に定める取替炉心の安全性の評価結果	
		第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
			放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	
			外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	
			实用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。） <u>第134条</u> 第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合	

変 更 前	変 更 後	備 考																		
<p>表9-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="145 348 1252 390">記 録 項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="145 390 1252 835"> <p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 835 1252 1035"> <p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1035 1252 1157"> <p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1157 1252 1199"> <p>4. 引継日誌</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1199 1252 1478"> <p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1478 1252 1850"> <p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1850 1252 1892"> <p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="145 1892 1252 1934"> <p>8. 保安教育の実施報告書</p> </td> </tr> </tbody> </table>	記 録 項 目	<p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul>	<p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul>	<p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul>	<p>4. 引継日誌</p>	<p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul>	<p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul>	<p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p>	<p>8. 保安教育の実施報告書</p>	<p>表9-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1412 348 2549 390">記 録 項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1412 390 2549 835"> <p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 835 2549 1035"> <p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1035 2549 1157"> <p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1157 2549 1199"> <p>4. 引継日誌</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1199 2549 1478"> <p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1478 2549 1850"> <p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1850 2549 1892"> <p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1892 2549 1934"> <p>8. 保安教育の実施報告書</p> </td> </tr> </tbody> </table>	記 録 項 目	<p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul>	<p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul>	<p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul>	<p>4. 引継日誌</p>	<p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul>	<p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul>	<p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p>	<p>8. 保安教育の実施報告書</p>	
記 録 項 目																				
<p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul>																				
<p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul>																				
<p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul>																				
<p>4. 引継日誌</p>																				
<p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul>																				
<p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul>																				
<p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p>																				
<p>8. 保安教育の実施報告書</p>																				
記 録 項 目																				
<p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul>																				
<p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul>																				
<p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul>																				
<p>4. 引継日誌</p>																				
<p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul>																				
<p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul>																				
<p>7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果</p>																				
<p>8. 保安教育の実施報告書</p>																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>第2節 原子炉施設の定期的な評価</p> <p>(原子炉施設の定期的な評価)</p> <p>第10条 原子炉安全GMは、各号炉毎及び10年を超えない期間毎に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 保安活動の実施の状況の評価</p> <p>(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価</p> <p>2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。</p>	<p>第2節 原子炉施設の定期的な評価</p> <p>(原子炉施設の定期的な評価)</p> <p>第10条 原子炉安全GMは、各号炉毎及び10年を超えない期間毎に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 保安活動の実施の状況の評価</p> <p>(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価</p> <p>2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。</p>	<p>変更なし</p>



変 更 前	変 更 後	備 考																																																												
<h3>第4章 運転管理</h3> <p>第1節 通 則</p> <p>(構成及び定義)</p> <p>第11条 本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。</p> <p>2. 第3節(第72条から第75条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。</p> <p>(1) 第1項: 運転上の制限</p> <p>(2) 第2項: 運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項</p> <p>(3) 第3項: 運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運 転</th> <th>起 動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運 転</td> <td>起 動</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上 ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td style="text-align: center;">/</td> <td style="text-align: center;">/</td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td style="text-align: center;">/</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。</p> <p>(1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>(2) 第2項の確認を行うことができなかった場合</p> <p>(3) 第2項に係らず運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>※2: 第69条、第70条及び第71条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1"> <tr> <td>管理的手段による 確認</td> <td>                     系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。                      (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。                      (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。                      (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。                      (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟<sup>※3</sup>内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> </table>	原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度	/	/	100℃ 以上	100℃ 未満	/	管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	<h3>第4章 運転管理</h3> <p>第1節 通 則</p> <p>(構成及び定義)</p> <p>第11条 本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。</p> <p>2. 第3節(第72条から第75条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。</p> <p>(1) 第1項: 運転上の制限</p> <p>(2) 第2項: 運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項</p> <p>(3) 第3項: 運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運 転</th> <th>起 動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運 転</td> <td>起 動</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上 ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td style="text-align: center;">/</td> <td style="text-align: center;">/</td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td style="text-align: center;">/</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。</p> <p>(1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>(2) 第2項の確認を行うことができなかった場合</p> <p>(3) 第2項に係らず運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>※2: 第69条、第70条及び第71条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1"> <tr> <td>管理的手段による 確認</td> <td>                     系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。                      (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。                      (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。                      (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。                      (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟<sup>※3</sup>内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> </table>	原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度	/	/	100℃ 以上	100℃ 未満	/	管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	
原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																									
原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止																																																									
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている																																																									
原子炉冷却材温度	/	/	100℃ 以上	100℃ 未満	/																																																									
管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。																																																													
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																													
原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。																																																													
原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																									
原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止																																																									
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている																																																									
原子炉冷却材温度	/	/	100℃ 以上	100℃ 未満	/																																																									
管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。																																																													
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																													
原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前		変 更 後		備 考
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	
制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。	制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。	
制御棒駆動機構を除外	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 制御棒駆動水圧系の駆動水及び排水の元弁を閉鎖することをいう。 [6号炉及び7号炉] 制御棒駆動機構の駆動電源が切操作されていることをいう。	制御棒駆動機構を除外	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 制御棒駆動水圧系の駆動水及び排水の元弁を閉鎖することをいう。 [6号炉及び7号炉] 制御棒駆動機構の駆動電源が切操作されていることをいう。	
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。	挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。	
定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。	定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。	
定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。	定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。	
炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉压力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜及び中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体がすべて取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。	炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉压力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜及び中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体がすべて取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。	
※3：6号炉及び7号炉においては、原子炉建屋原子炉区域をいう。		<b>重大事故</b>		
※4：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。		<u>実用炉規則第4条にて掲げる「炉心の著しい損傷及び核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。</u>		
		<u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u>		
		使用済燃料プールに照射された燃料を1体以上貯蔵している期間をいう。		
		※3：6号炉及び7号炉においては、原子炉建屋原子炉区域をいう。		
		※4：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																
<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、<u>原子力発電工作物の保安に関する省令第54条第1項</u>に基づき、<u>経済産業大臣及び</u>原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。</p> <p>表11の2</p> <table border="1" data-bbox="142 552 1264 642"> <thead> <tr> <th></th> <th>1号炉</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> <th>5号炉</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。</p>		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、<u>実用炉規則第49条第1項第2号</u>に基づき、原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。</p> <p>表11の2</p> <table border="1" data-bbox="1397 552 2487 642"> <thead> <tr> <th></th> <th>1号炉</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> <th>5号炉</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。</p>		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉																											
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月																											
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉																											
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月																											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																					
<p>(原子炉の運転員の確保)</p> <p>第12条 第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2. 運転管理部長は、原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。</p> <p>3. 運転管理部長は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合においては、1名は当直長又は当直副長とする。</p> <p>表12-1</p> <table border="1" data-bbox="133 1743 1261 1963"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</th> <th>6 / 7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td>3名以上</td> <td>5名以上<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td>2名以上</td> <td>3名以上<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	6 / 7号炉	運転, 起動, 高温停止の場合	3名以上	5名以上 <sup>※1</sup>	冷温停止, 燃料交換の場合	2名以上	3名以上 <sup>※2</sup>	<p>(運転員等の確保)</p> <p>第12条 第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する<sup>※1</sup>。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2. 運転管理部長は、原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。</p> <p>3. 運転管理部長は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合においては、1名は当直長又は当直副長とする。</p> <p><u>4. 各GMは、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する<sup>※1</sup>。また、防災安全GMは、重大事故等対応を行う要員として、表12-3に定める人数を常時確保する。</u></p> <p><u>5. 発電GMは、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量(以下、本条において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-1に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</u></p> <p><u>6. 発電GMは、第5項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</u></p> <p><u>7. 発電GMは、表12-1に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。</u></p> <p><u>8. 防災安全GMは、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-3に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</u></p> <p><u>9. 防災安全GMは、第8項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</u></p> <p><u>10. 防災安全GMは、表12-3に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。</u></p> <p><u>11. 所長は、表12-1及び表12-3に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。</u></p> <p><u>※1：重大事故等対処施設等の使用を開始するにあたっては、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する。</u></p> <p>表12-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 1743 2552 1963"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>中央制御室名 1号炉<sup>※2</sup></th> <th>2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉<sup>※2</sup></th> <th>6 / 7号炉<sup>※2</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>13名以上<sup>※4</sup></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td>4名以上<sup>※3</sup></td> <td>3名以上<sup>※3</sup></td> <td>10名以上<sup>※5</sup></td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	中央制御室名 1号炉 <sup>※2</sup>	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 <sup>※2</sup>	6 / 7号炉 <sup>※2</sup>	運転, 起動, 高温停止の場合	—	—	13名以上 <sup>※4</sup>	冷温停止, 燃料交換の場合	4名以上 <sup>※3</sup>	3名以上 <sup>※3</sup>	10名以上 <sup>※5</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	6 / 7号炉																					
運転, 起動, 高温停止の場合	3名以上	5名以上 <sup>※1</sup>																					
冷温停止, 燃料交換の場合	2名以上	3名以上 <sup>※2</sup>																					
原子炉の状態	中央制御室名 1号炉 <sup>※2</sup>	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 <sup>※2</sup>	6 / 7号炉 <sup>※2</sup>																				
運転, 起動, 高温停止の場合	—	—	13名以上 <sup>※4</sup>																				
冷温停止, 燃料交換の場合	4名以上 <sup>※3</sup>	3名以上 <sup>※3</sup>	10名以上 <sup>※5</sup>																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考																		
<p>表 1 2 - 2</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</td> <td>6 / 7号炉</td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td><u>2名以上</u></td> <td>3名以上<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td>1名以上</td> <td><u>2名以上</u><sup>※2</sup></td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	6 / 7号炉	運転, 起動, 高温停止の場合	<u>2名以上</u>	3名以上 <sup>※1</sup>	冷温停止, 燃料交換の場合	1名以上	<u>2名以上</u> <sup>※2</sup>	<p>表 1 2 - 2</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉<sup>※2</sup></td> <td>6 / 7号炉<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td>—</td> <td><u>3名以上</u><sup>※4</sup></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td>1名以上</td> <td><u>3名以上</u><sup>※5</sup></td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 <sup>※2</sup>	6 / 7号炉 <sup>※2</sup>	運転, 起動, 高温停止の場合	—	<u>3名以上</u> <sup>※4</sup>	冷温停止, 燃料交換の場合	1名以上	<u>3名以上</u> <sup>※5</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	6 / 7号炉																						
運転, 起動, 高温停止の場合	<u>2名以上</u>	3名以上 <sup>※1</sup>																						
冷温停止, 燃料交換の場合	1名以上	<u>2名以上</u> <sup>※2</sup>																						
原子炉の状態	中央制御室名 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 <sup>※2</sup>	6 / 7号炉 <sup>※2</sup>																						
運転, 起動, 高温停止の場合	—	<u>3名以上</u> <sup>※4</sup>																						
冷温停止, 燃料交換の場合	1名以上	<u>3名以上</u> <sup>※5</sup>																						
<p>※1 : <u>原子炉が1基以上該当する場合</u>                  ※2 : <u>原子炉が2基とも該当する場合</u></p>			<p>表 1 2 - 3</p> <table border="1"> <tr> <td>要員名</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>自衛消防隊</td> </tr> <tr> <td>常駐</td> <td><u>50名以上</u><sup>※6</sup></td> <td><u>10名以上</u></td> </tr> <tr> <td>召集</td> <td><u>114名以上</u><sup>※7</sup></td> <td><u>18名以上</u><sup>※8</sup></td> </tr> </table> <p>※2 : <u>1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉については, 原子炉への燃料装荷を行わない</u>                  ※3 : <u>1号炉から5号炉合わせて22名以上常時確保する</u>                  ※4 : <u>7号炉1基が該当する場合</u>                  ※5 : <u>原子炉が2基とも該当する場合</u>                  ※6 : <u>50名以上のうち, 6名以上を1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉の要員, 44名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。</u>                  ※7 : <u>114名以上のうち, 8名以上を1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉の要員, 106名以上を6号炉及び7号炉の要員とする。</u>                  ※8 : <u>火災の規模に応じ召集する。</u></p>			要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊	常駐	<u>50名以上</u> <sup>※6</sup>	<u>10名以上</u>	召集	<u>114名以上</u> <sup>※7</sup>	<u>18名以上</u> <sup>※8</sup>										
要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊																						
常駐	<u>50名以上</u> <sup>※6</sup>	<u>10名以上</u>																						
召集	<u>114名以上</u> <sup>※7</sup>	<u>18名以上</u> <sup>※8</sup>																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第94条第1項で定める区域を除く。）を巡視し、次の施設及び設備について点検を行う。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設  (2) 制御材駆動設備  (3) 電源、給排水及び排気施設</p> <p>2. 当直長は、「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき、格納容器内部のパラメータの監視及び第94条第1項で定める区域の巡視をいう。</p>	<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第94条第1項で定める区域及び系統より切離されている施設※1を除く。）を巡視し、次の施設及び設備について点検を行う。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設  (2) 制御材駆動設備  (3) 電源、給排水及び排気施設</p> <p>2. 当直長は、「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき、格納容器内部の関連パラメータの監視及び第94条第1項で定める区域の巡視を行う。</p> <p><u>3. 当直長及びモバイル設備管理GMは、「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき、系統より切離されている施設について一定期間※2ごとに巡視し、点検を行う。</u></p> <p><u>※1：系統より切離されている施設とは、7号炉の可搬設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所設備及び通信連絡を行うために必要な設備等をいう。</u></p> <p><u>※2：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができる。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。また、点検可能な時期が定期検査時となる施設については、定期検査毎とする。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第14条 <u>発電GM</u>は、次の各号に掲げる<u>当直長が実施する</u>原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 原子炉の起動及び停止操作に関する事項</p> <p>(2) 巡視点検に関する事項</p> <p>(3) 異常時の操作に関する事項</p> <p>(4) 警報発生時の措置に関する事項</p> <p>(5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</p> <p>(6) 定例試験に関する事項</p>	<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第14条 <u>各GM(当直長を除く。)</u>は、次の各号に掲げる原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 原子炉の起動及び停止操作に関する事項</p> <p>(2) 巡視点検に関する事項</p> <p>(3) 異常時の操作に関する事項</p> <p>(4) 警報発生時の措置に関する事項</p> <p>(5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</p> <p>(6) 定例試験に関する事項</p> <p><u>(7) 誤操作の防止に関する事項(7号炉)</u></p> <p><u>(8) 火災, 内部溢水(7号炉), 火山影響等(7号炉), その他自然災害及び有毒ガス発生時(7号炉)の体制の整備に関する事項</u></p> <p><u>(9) 重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項(7号炉)</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(引継) 第15条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>(原子炉起動前の確認事項) 第16条 <u>当直長は</u>、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉冷却系統施設</li> <li>(2) 制御材駆動設備</li> <li>(3) 電源、給排水及び排気施設</li> </ul> <p>2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第3節 <u>で定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。</u></p>	<p>(引継) 第15条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>(原子炉起動前の確認事項) 第16条 当直長 <u>及びモバイル設備管理GM</u>は、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。 <u>なお、モバイル設備管理GMが点検を実施した結果は、当直長に通知する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉冷却系統施設</li> <li>(2) 制御材駆動設備</li> <li>(3) 電源、給排水及び排気施設</li> </ul> <p>2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第3節 <u>の各条文で定検停止時に各GMから当直長に通知されることになっている確認項目<sup>※1※2</sup>について、通知が完了していることを確認する。</u></p> <p><u>※1：原子炉起動のための制御棒引抜き以降に実施される確認項目を除く。</u></p> <p><u>※2：定期検査における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目及び系統構成に係る確認項目については、原子炉起動のための制御棒引抜き開始前の1年以内の確認結果を確認することとする。</u></p>	<p>変更なし</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考						
<p><u>(地震・火災等発生時の対応)</u></p> <p><u>第17条 各GMは、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長及び主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>(1) 震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。</u></p> <p><u>(2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼の防止に努め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。</u></p> <p><u>2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>。</u></p> <p><u>(2) 防災安全GMは、初期消火活動を行う要員として、10名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</u></p> <p><u>(3) 防災安全GMは、初期消火活動を行うため、表17に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</u></p> <p><u>(4) 当直長は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</u></p> <p><u>(5) 各GMは、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後発電所内<sup>※3</sup>の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>(6) 防災安全GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</u></p> <p>表17</p> <table border="1" data-bbox="127 1066 923 1236"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車<sup>※4</sup></td> <td>1台<sup>※5</sup></td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)</td> <td>1500リットル以上</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>3. 当直長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、主任技術者及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</u></p> <p><u>※2：専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</u></p> <p><u>※3：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構築物、系統及び機器とする。</u></p> <p><u>※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</u></p> <p><u>※5：化学消防自動車が、点検又は故障の場合には、※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</u></p>	設備	数量	化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5</sup>	泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上	<p><u>17条～17条の9に変更</u></p>	
設備	数量							
化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5</sup>							
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上							



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(電源機能等喪失時の体制の整備)</u>  <u>第17条の2</u>  <u>組織は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号に係る計画を策定する。</u>  <u>(1) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</u>  <u>(2) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練</u>  <u>(3) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備</u>  <u>2. 組織は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</u>  <u>3. 組織は、第1項及び第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p><u>17条～17条の9に変更</u></p>	

変更前	変更後	備考						
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(火災発生時の体制の整備)</u></p> <p><u>第17条</u></p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p><u>防災安全GMは, 初期消火活動のための体制の整備として, 次の措置を講じる。</u></p> <p><u>(1) 中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する<sup>※1</sup>。</u></p> <p><u>(2) 初期消火活動を行う要員として, 10名以上を常駐させるとともに, この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</u></p> <p><u>(3) 自衛消防隊に対して, 火災発生時における初期消火活動等に関する総合的な教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(4) 化学消防自動車, 泡消火薬剤等の初期消火活動のために必要な資機材<sup>※2</sup>を配備する。</u></p> <p><u>2. 各GMは, 原子炉施設に火災が発生した場合は, 早期消火及び延焼の防止に努めるとともに, 火災鎮火後, 原子炉施設の損傷の有無を確認し, その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>3. 各GMは, 発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合, 地震終了後, 原子炉施設<sup>※3</sup>の火災発生の有無を確認するとともに, その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>4. 当直長は, 第13条(巡視点検)に定める巡視により, 火災発生の有無を確認する。</u></p> <p><u>5. 防災安全GMは, 前各号に定める初期消火活動のための体制について, 総合的な訓練及び初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに, 評価結果に基づき, より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</u></p> <p><u>※1: 一般回線の代替設備である専用回線, 通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし, 点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</u></p> <p><u>※2</u></p> <table border="1" data-bbox="1383 1150 2442 1272"> <thead> <tr> <th>設 備</th> <th>数 量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車<sup>※4</sup></td> <td>1台<sup>※5※6</sup></td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤(化学消防自動車保有分を含む)</td> <td>1500リットル以上<sup>※6</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※3: 重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する構築物, 系統及び機器とする。</u></p> <p><u>※4: 400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</u></p> <p><u>※5: 化学消防自動車は, 点検又は故障の場合には, ※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</u></p> <p><u>※6: 化学消防自動車及び泡消火薬剤は7号炉と共用する。</u></p> <p><u>[7号炉]</u></p> <p><u>防災安全GMは, 火災が発生した場合(以下「火災発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として, 次の各号を含む計画を策定し, 所長の承認を得る。また, 計画は, 添付2に示す「火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</u></p> <p><u>(1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置<sup>※2</sup>に関する</u> <u>と</u></p> <p><u>(2) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関する</u> <u>こと</u></p> <p><u>(3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する</u> <u>と</u></p>	設 備	数 量	化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5※6</sup>	泡消火薬剤(化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※6</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
設 備	数 量							
化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5※6</sup>							
泡消火薬剤(化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※6</sup>							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(4) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u></p> <p><u>(5) 発電所における可燃物の適切な管理に関すること</u></p> <p><u>2. 各GMは、前項の計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>※1：消防機関への通報、消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ）。</u></p> <p><u>※2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(内部溢水発生時の体制の整備)</u>  <u>第17条の2</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>技術計画GMは、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</u>  <u>(1) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>(2) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</u></p> <p><u>2. 各GMは、前項の計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>4. 当直長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>※1：内部溢水発生時に行う活動を含む。（以下、本条において同じ。）</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(なし)</p>	<p><u>(火山影響等発生時の体制の整備)</u>  <u>第17条の3</u>  <u>[7号炉]</u>            技術計画GMは、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合（以下「火山影響等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p><u>(1) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>(2) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</u>  <u>(3) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要なフィルタその他の資機材の配備に関すること</u></p> <p><u>2. 各GMは、前項の計画に基づき、次の各号を含む火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u>  <u>(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること</u>  <u>(2) (1)に掲げるものの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること</u>  <u>(3) (2)に掲げるものの他、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u></p> <p><u>3. 各GMは、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</u></p> <p><u>4. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>5. 当直長は、火山現象の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>6. 原子力設備管理部長は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</u></p> <p><u>※1：火山影響等発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</u></p>	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p><u>(その他自然災害発生時等の体制の整備)</u></p> <p><u>第17条の4</u></p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p>各GMは、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>2. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p><u>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</u></p> <p><u>[7号炉]</u></p> <p>技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波及び竜巻等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p><u>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u></p> <p><u>(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</u></p> <p><u>(3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u></p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7. 原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p><u>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(有毒ガス発生時の体制の整備)</u>  <u>第17条の5</u>  <u>[7号炉]</u>            技術計画GMは、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合（以下「有毒ガス発生時」という。）  <u>における有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員（以下「運転・</u>  <u>対処要員」という。）の防護のための活動※1を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、</u>  <u>所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他</u>  <u>自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</u>  <u>(1) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に</u>  <u>関すること</u>  <u>(2) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う要員に対する教育及び訓練</u>  <u>の実施に関すること</u>  <u>(3) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備</u>  <u>に関すること</u>            2. 各GMは、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を  <u>実施する。</u>            3. 各GMは、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要  <u>な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に</u>  <u>評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u>            4. 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断  <u>した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、</u>  <u>所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置につ</u>  <u>いて協議する。</u>   <u>※1：有毒ガス発生時に行う活動を含む。（以下、本条において同じ。）</u></p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(資機材等の整備)</u>  <u>第17条の6</u>  <u>[7号炉]</u>            各GMは、次の各号の資機材等を整備する。  <u>(1) 設計基準事故が発生した場合に用いる標識を設置した安全避難通路、避難用及び事故対策用照明を整備するとともに、作業用照明設置個所以外で現場作業が必要となった場合等に使用する可搬型照明を配備する。なお、可搬型照明は、第17条の7及び第17条の8で配備する資機材と兼ねることができる。</u>  <u>(2) 設計基準事故が発生した場合に用いる警報装置及び通信連絡設備を整備し、警報装置及び通信連絡設備の操作に関する手順並びに専用通信回線及びデータ伝送設備の異常時の対応に関する手順を定める。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(重大事故等発生時の体制の整備)</u>  <u>第17条の7</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>社長は、重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。</u>  <u>2. 原子力運営管理部長は、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について計画を定める。</u>  <u>3. 防災安全GMは、第1項の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）の役割分担及び責任者の配置に関する事項</u>  <u>(2) 重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項</u>  <u>ア. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する*1こと。</u>  <u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</u>  <u>ウ. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足すること及び有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること</u>  <u>エ. 成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること</u>  <u>オ. 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること</u>  <u>(3) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のための活動、並びに必要な資機材の配備に関すること</u>  <u>4. 各GMは、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関するマニュアルを定める。また、マニュアルを定めるにあたっては、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従うとともに、重大事故等対処設備を使用する際の切替えの容易性を配慮し、第3項（1）の役割に応じた内容とする。</u>  <u>(1) 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(2) 重大事故等発生時における格納容器の破損を防止するための対策に関すること</u>  <u>(3) 重大事故等発生時における使用済燃料プールに貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(4) 重大事故等発生時における原子炉停止時における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(5) 発生する有毒ガスからの有毒ガスに対処する要員の防護に関すること</u>  <u>5. 各GMは、第3項の計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、重大事故等に対処する要員に第4項のマニュアルを遵守させる。</u>  <u>6. 各GMは、第5項の活動の実施結果をとりまとめ、第3項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>7. 原子力運営管理部長は、第1項の方針に基づき、本が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u></p> <p><u>(1) 支援に関する活動を行うための役割分担及び責任者の配置に関すること</u></p> <p><u>(2) 支援に関する活動を行うための資機材の配備に関すること</u></p> <p><u>8. 原子力運営管理部長は、第7項の計画に基づき、本が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>9. 原子力運営管理部長は、第7項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施する。なお、運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(なし)</p>	<p><u>(大規模損壊発生時の体制の整備)</u>  <u>第17条の8</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>防災安全GMは、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合（以下「大規模損壊発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>(2) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する次の事項</u>  <u>ア. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する*1こと</u>  <u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</u>  <u>ウ. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること</u>  <u>エ. 技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得ること</u>  <u>オ. 技術的能力の確認訓練の結果を記録し、所長及び原子炉主任技術者に報告すること</u>  <u>(3) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u>  <u>2. 各GMは、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関する手順を定める。また、手順書を定めるにあたっては、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従う。</u>  <u>(1) 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること</u>  <u>(2) 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること</u>  <u>(3) 大規模損壊発生時における格納容器の破損を緩和するための対策に関すること</u>  <u>(4) 大規模損壊発生時における使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること</u>  <u>(5) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること</u>  <u>3. 各GMは、第1項の計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</u>  <u>4. 各GMは、第3項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u>  <u>5. 原子力運営管理部長は、大規模損壊発生時における本が行う支援に関する活動を行う体制の整備について計画を策定する。また、計画は、添付3に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>6. 原子力運営管理部長は、第5項の計画に基づき、本が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u>  <u>7. 原子力運営管理部長は、第6項の実施内容を踏まえ、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>※1：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施し、大規模損壊対応で用いる大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置若しくは改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお、運転員、緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに実施する。</u></p> <p><u>(電源機能等喪失時の体制の整備)</u></p> <p><u>第17条の9</u></p> <p><u>[1号炉，2号炉，3号炉，4号炉，5号炉及び6号炉]</u></p> <p><u>防災安全GMは、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合、あるいは使用済燃料プールの冷却水の維持が困難な場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。</u></p> <p><u>(1) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</u></p> <p><u>(2) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練</u></p> <p><u>(3) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備</u></p> <p><u>2. 各GMは、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</u></p> <p><u>3. 各GMは、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>第2節 運転上の留意事項</p> <p>(水質管理)</p> <p>第18条 化学管理GMは、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオンを1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>2. 当直長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率及びpHを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。</p> <p>表18</p> <table border="1" data-bbox="136 667 1222 940"> <thead> <tr> <th colspan="2">項 目</th> <th>基 準 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉冷却材 (原子炉水)</td> <td>導電率</td> <td>1 <math>\mu</math> S / c m以下 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td>pH</td> <td>5.6~8.6 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td>塩素イオン</td> <td>0.1 p p m以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目		基 準 値	原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 $\mu$ S / c m以下 (25℃において)	pH	5.6~8.6 (25℃において)	塩素イオン	0.1 p p m以下	<p>第2節 運転上の留意事項</p> <p>(水質管理)</p> <p>第18条 化学管理GMは、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオンを1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>2. 当直長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率及びpHを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。</p> <p>表18</p> <table border="1" data-bbox="1383 667 2469 940"> <thead> <tr> <th colspan="2">項 目</th> <th>基 準 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉冷却材 (原子炉水)</td> <td>導電率</td> <td>1 <math>\mu</math> S / c m以下 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td>pH</td> <td>5.6~8.6 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td>塩素イオン</td> <td>0.1 p p m以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目		基 準 値	原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 $\mu$ S / c m以下 (25℃において)	pH	5.6~8.6 (25℃において)	塩素イオン	0.1 p p m以下	<p>変更なし</p>
項 目		基 準 値																				
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 $\mu$ S / c m以下 (25℃において)																				
	pH	5.6~8.6 (25℃において)																				
	塩素イオン	0.1 p p m以下																				
項 目		基 準 値																				
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 $\mu$ S / c m以下 (25℃において)																				
	pH	5.6~8.6 (25℃において)																				
	塩素イオン	0.1 p p m以下																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理)</u>  <u>第18条の2</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、開となるお</u>  <u>それがないように施錠管理を行う原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁（原子炉側からみた第1弁）</u>  <u>について、閉止施錠状態であることを確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考								
<p>第3節 運転上の制限</p> <p>(停止余裕)</p> <p>第19条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、停止余裕は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>(1) 燃料GMは、燃料取替終了後、停止余裕の検査を<math>0.38\% \Delta k/k^{*1}</math>の反応度補正をした状態で実施し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-2の措置を講じる。</p> <p>表19-1</p> <table border="1" data-bbox="133 751 1299 913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止余裕</td> <td>挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること	<p>第3節 運転上の制限</p> <p>(停止余裕)</p> <p>第19条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、停止余裕は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>(1) 燃料GMは、燃料取替終了後、停止余裕の検査を<math>0.38\% \Delta k/k^{*1}</math>の反応度補正をした状態で実施し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-2の措置を講じる。</p> <p>表19-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 751 2558 913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止余裕</td> <td>挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限									
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること									
項 目	運転上の制限									
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒）が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表19-2			表19-2			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合	A 1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6時間	A. 原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合	A 1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6時間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	
C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C 1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C 1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
D. 原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D 1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	D. 原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D 1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
	及び D 2. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに		及び D 2. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	
	及び D 3. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに		及び D 3. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	
	及び D 4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに		及び D 4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	
E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E 1. 炉心変更を中止する。	速やかに	E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E 1. 炉心変更を中止する。	速やかに	
	及び E 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		及び E 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
	及び E 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに		及び E 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	
	及び E 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに		及び E 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	
	及び E 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに		及び E 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	
※1：制御棒及び燃料の製作公差並びに計算誤差を考慮した値。			※1：制御棒及び燃料の製作公差並びに計算誤差を考慮した値。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>(反応度監視)                      第20条 原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差<sup>※1</sup>は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 燃料GMは、燃料取替後の原子炉起動操作<sup>※2</sup>終了から3日間以内に1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。                      (2) 燃料GMは、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1000MWd/tに1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。                      3. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、燃料GM及び当直長は、表20-2の措置を講じる。</p> <p>表20-1</p> <table border="1" data-bbox="133 751 1041 842"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度の予測値と監視値の差</td> <td>±1%Δk/k以内</td> </tr> </tbody> </table> <p>表20-2</p> <table border="1" data-bbox="133 919 1317 1325"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合</td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき、制御棒密度には24ポジション（6号炉及び7号炉においては、100ステップ）以上に引き抜かれている制御棒は含まない。                      ※2：原子炉起動操作とは、原子炉起動に関する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。</p>	項目	運転上の制限	反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内	条件	要求される措置	完了時間	A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。	3日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	<p>(反応度監視)                      第20条 原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差<sup>※1</sup>は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 燃料GMは、燃料取替後の原子炉起動操作<sup>※2</sup>終了から3日間以内に1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。                      (2) 燃料GMは、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1000MWd/tに1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。                      3. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、燃料GM及び当直長は、表20-2の措置を講じる。</p> <p>表20-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 751 2279 835"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度の予測値と監視値の差</td> <td>±1%Δk/k以内</td> </tr> </tbody> </table> <p>表20-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 919 2567 1325"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合</td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき、制御棒密度には24ポジション（6号炉及び7号炉においては、100ステップ）以上に引き抜かれている制御棒は含まない。                      ※2：原子炉起動操作とは、原子炉起動に関する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。</p>	項目	運転上の制限	反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内	条件	要求される措置	完了時間	A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。	3日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																											
反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。	3日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																										
項目	運転上の制限																											
反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。	3日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																										

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考								
<p>(制御棒の動作確認)</p> <p>第21条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒1本だけが動作不能<sup>*1</sup>の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、1ノッチの挿入・引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。 (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1又は表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒1本だけが動作不能<sup>*1</sup>の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 原子炉GMは、制御棒と制御棒駆動機構の結合を取り外した場合は、取り付け後、当該の制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認し、その結果を原子炉起動前に当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。 (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、1ステップ以上の挿入・引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。</p> <p>3. 当直長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断<sup>*2</sup>した場合、当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1又は表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>表21-1</p> <table border="1" data-bbox="136 1545 1041 1671"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒</td> <td>(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと	<p>(制御棒の動作確認)</p> <p>第21条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒1本だけが動作不能<sup>*1</sup>の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、1ノッチの挿入・引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。 (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1又は表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒1本だけが動作不能<sup>*1</sup>の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 原子炉GMは、制御棒と制御棒駆動機構の結合を取り外した場合は、取り付け後、当該の制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認し、その結果を原子炉起動前に当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。 (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、1ステップ以上の挿入・引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。</p> <p>3. 当直長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断<sup>*2</sup>した場合、当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1又は表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>表21-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 1545 2288 1671"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒</td> <td>(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限									
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと									
項 目	運転上の制限									
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと									

変更前

変更後

備考

表21-2-1 (制御棒がスタックした場合)

条件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A 1. 当該制御棒駆動機構を除外する。	2時間
	及び A 2. 燃料GMは停止余裕を評価し、その結果を当直長に通知する。	3日間
	及び A 3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜(6号炉及び7号炉においては、1ステップ以上挿入・引抜)が可能であることを確認する。	24時間
B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B 1. 当該制御棒駆動機構を除外する。	2時間
	及び B 2. 高温停止にする。	24時間
C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間

表21-2-1 (制御棒がスタックした場合)

条件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A 1. 当該制御棒駆動機構を除外する。	2時間
	及び A 2. 燃料GMは停止余裕を評価し、その結果を当直長に通知する。	3日間
	及び A 3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜(6号炉及び7号炉においては、1ステップ以上挿入・引抜)が可能であることを確認する。	24時間
B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B 1. 当該制御棒駆動機構を除外する。	2時間
	及び B 2. 高温停止にする。	24時間
C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間

表21-2-2 (制御棒が動作不能の場合)

条件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が2本以上動作不能となった場合	A 1. 当該制御棒の操作を行わない。	速やかに
	及び A 2. 動作不能となった制御棒を2本未満にする。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合(該当制御棒が8本以下の場合)	B 1. 当該制御棒を全挿入する。(要求される措置A 1は適用除外とする。)	3時間
	及び B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間
C. 条件A(該当制御棒が9本以上の場合)又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。(要求される措置A 1は適用除外とする。)	24時間

表21-2-2 (制御棒が動作不能の場合)

条件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が2本以上動作不能となった場合	A 1. 当該制御棒の操作を行わない。	速やかに
	及び A 2. 動作不能となった制御棒を2本未満にする。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合(該当制御棒が8本以下の場合)	B 1. 当該制御棒を全挿入する。(要求される措置A 1は適用除外とする。)	3時間
	及び B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間
C. 条件A(該当制御棒が9本以上の場合)又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。(要求される措置A 1は適用除外とする。)	24時間

※1: 動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※3をいう。

- ①制御棒の位置が確認できない。
- ②通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし、1号炉、2号炉、3号炉、4号炉及び5号炉においては原子炉手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合、6号炉及び7号炉においては制御棒操作監視系又は制御棒駆動系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。
- ③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※2: 制御棒駆動機構において分離検出装置が動作した場合は、当該制御棒の挿入・引抜操作により確認する。

※3: スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表22-2で定める値であること及び原子炉保護系計装の[スクラム回路(自動)]要素(6号炉及び7号炉は、[原子炉緊急停止]要素)が動作不能でないことが確認された状態をいう。

※1: 動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※3をいう。

- ①制御棒の位置が確認できない。
- ②通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし、1号炉、2号炉、3号炉、4号炉及び5号炉においては原子炉手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合、6号炉及び7号炉においては制御棒操作監視系又は制御棒駆動系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。
- ③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※2: 制御棒駆動機構において分離検出装置が動作した場合は、当該制御棒の挿入・引抜操作により確認する。

※3: スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表22-2で定める値であること及び原子炉保護系計装の[スクラム回路(自動)]要素(6号炉及び7号炉は、[原子炉緊急停止]要素)が動作不能でないことが確認された状態をいう。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																		
<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第22条 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒のスクラム機能は、表22-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、当直長は、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表22-2に定める値であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、制御棒のスクラム機能が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表22-3の措置を講じる。</p> <p>表22-1</p> <table border="1" data-bbox="136 907 1086 993"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒のスクラム機能</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表22-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1192 1249 1686"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)</td> <td>3.5秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>6.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2号炉 3号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)</td> <td>1.62秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>10.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">6号炉 7号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)</td> <td>1.44秒以下</td> </tr> <tr> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)</td> <td>2.80秒以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>12.8MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒のスクラム機能	動作可能であること	項目		判定値	1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上	2号炉 3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上	6号炉 7号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下	全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)	2.80秒以下		制御棒スクラムアキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上	<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第22条 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒のスクラム機能<sup>※1</sup>は、表22-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、当直長は、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表22-2に定める値であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、制御棒のスクラム機能が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表22-3の措置を講じる。</p> <p>表22-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 907 2332 993"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒のスクラム機能</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1：制御棒のスクラム機能のうち、7号炉の制御棒及び制御棒駆動機構（水圧駆動）、制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p> <p>表22-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1192 2487 1686"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)</td> <td>3.5秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>6.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2号炉 3号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)</td> <td>1.62秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>10.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">6号炉 7号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)</td> <td>1.44秒以下</td> </tr> <tr> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)</td> <td>2.80秒以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>12.8MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒のスクラム機能	動作可能であること	項目		判定値	1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上	2号炉 3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上	6号炉 7号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下	全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)	2.80秒以下		制御棒スクラムアキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																																			
制御棒のスクラム機能	動作可能であること																																																			
項目		判定値																																																		
1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上																																																		
2号炉 3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上																																																		
6号炉 7号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下																																																		
	全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)	2.80秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上																																																		
項目	運転上の制限																																																			
制御棒のスクラム機能	動作可能であること																																																			
項目		判定値																																																		
1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上																																																		
2号炉 3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上																																																		
6号炉 7号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下																																																		
	全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)	2.80秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表 2 2 - 3			表 2 2 - 3			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 制御棒スクラムアキュムレータ 1 基の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	A 1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 又は A 2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間  8 時間	A. 制御棒スクラムアキュムレータ 1 基の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	A 1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 又は A 2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間  8 時間	
B. 制御棒スクラムアキュムレータ 2 基以上の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	B 1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 又は B 2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間  1 時間	B. 制御棒スクラムアキュムレータ 2 基以上の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	B 1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 2 2 - 2 に定める値に復旧する。 又は B 2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間  1 時間	
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間	C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間	



変 更 前	変 更 後	備 考																																																
<p>(制御棒の操作)</p> <p>第23条 原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、原子炉の状態が運転及び起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。</p> <p>3. 当直長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p> <p>表23-1</p> <table border="1" data-bbox="136 989 1121 1073"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表23-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1152 1314 1740"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E 1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>	項 目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間	B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	<p>(制御棒の操作)</p> <p>第23条 原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、原子炉の状態が運転及び起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。</p> <p>3. 当直長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p> <p>表23-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 989 2365 1073"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表23-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1152 2528 1740"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E 1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>	項 目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間	B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																																	
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																																																	
条 件	要求される措置	完了時間																																																
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間																																																
	B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間																																																
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																																
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																																
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																																
項 目	運転上の制限																																																	
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																																																	
条 件	要求される措置	完了時間																																																
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間																																																
	B 2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間																																																
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																																
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D 1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																																
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(ほう酸水注入系)</p> <p>第24条 原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入系は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁※1が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="133 1024 1317 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列※2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" data-bbox="142 1549 1282 1801"> <thead> <tr> <th>項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>8.4MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉</td> <td>8.43MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>8.38MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>9.58MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列※2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること	項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値	1号炉	8.4MPa[gage]以上	2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上	4号炉	8.38MPa[gage]以上	5号炉	9.58MPa[gage]以上	<p>(ほう酸水注入系)</p> <p>第24条 原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入系※1は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁※2が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 1024 2585 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列※3が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：7号炉のほう酸水注入系は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-2-3)の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。</p> <p>※3：1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1549 2493 1801"> <thead> <tr> <th>項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>8.4MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉</td> <td>8.43MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>8.38MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>9.58MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列※3が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること	項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値	1号炉	8.4MPa[gage]以上	2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上	4号炉	8.38MPa[gage]以上	5号炉	9.58MPa[gage]以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																													
ほう酸水注入系	(1) 1系列※2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること																													
項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値																													
1号炉	8.4MPa[gage]以上																													
2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上																													
4号炉	8.38MPa[gage]以上																													
5号炉	9.58MPa[gage]以上																													
項目	運転上の制限																													
ほう酸水注入系	(1) 1系列※3が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること																													
項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値																													
1号炉	8.4MPa[gage]以上																													
2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上																													
4号炉	8.38MPa[gage]以上																													
5号炉	9.58MPa[gage]以上																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表 2 4 - 3			表 2 4 - 3			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が 図 2 4 - 1, 2 の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度 を図 2 4 - 1, 2 の範囲内に復旧す る。	3 日間	A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が 図 2 4 - 1, 2 の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度 を図 2 4 - 1, 2 の範囲内に復旧す る。	3 日間	
B. ほう酸水注入系が動作不能な場合	B 1. ほう酸水注入系を復旧する。	8 時間	B. ほう酸水注入系が動作不能な場合	B 1. ほう酸水注入系を復旧する。	8 時間	
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	2 4 時間	C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	2 4 時間	

変更前

変更後

備考

図24-1

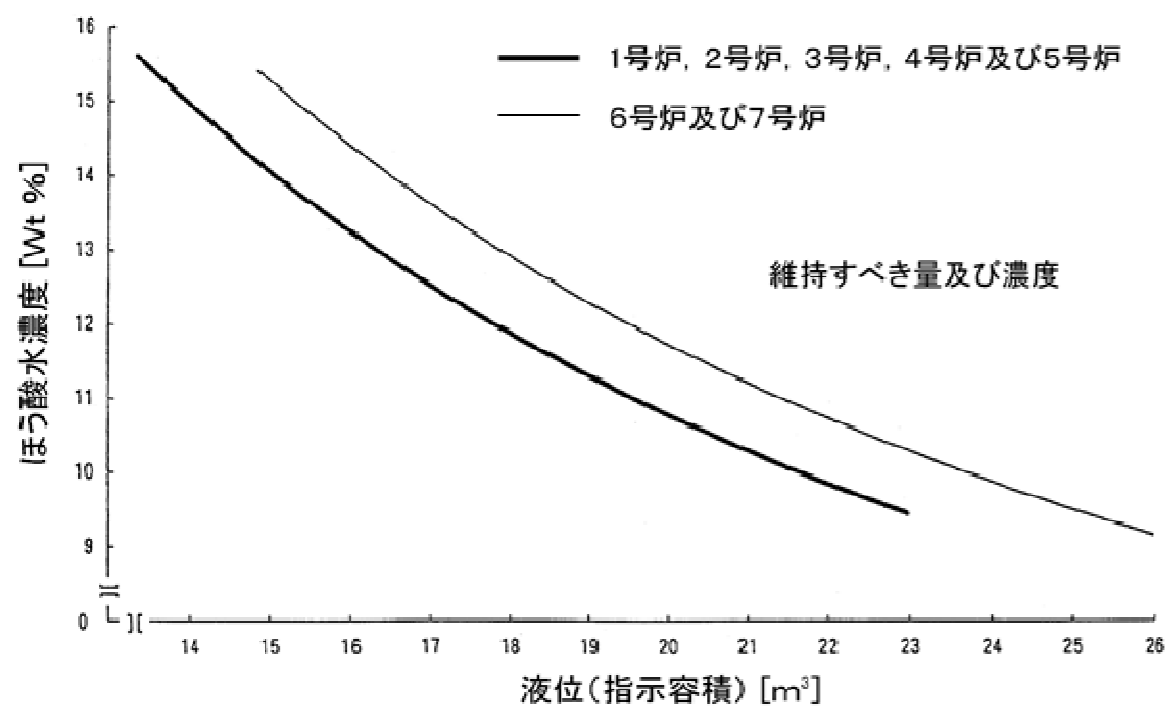


図24-1

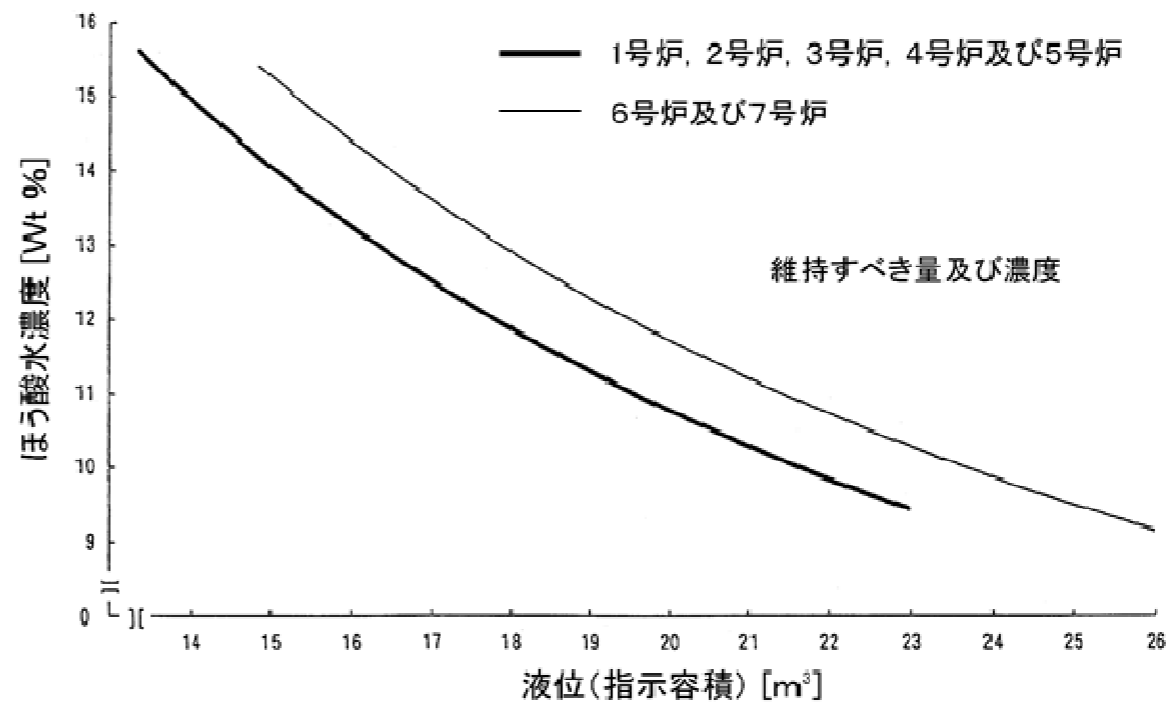


図24-2

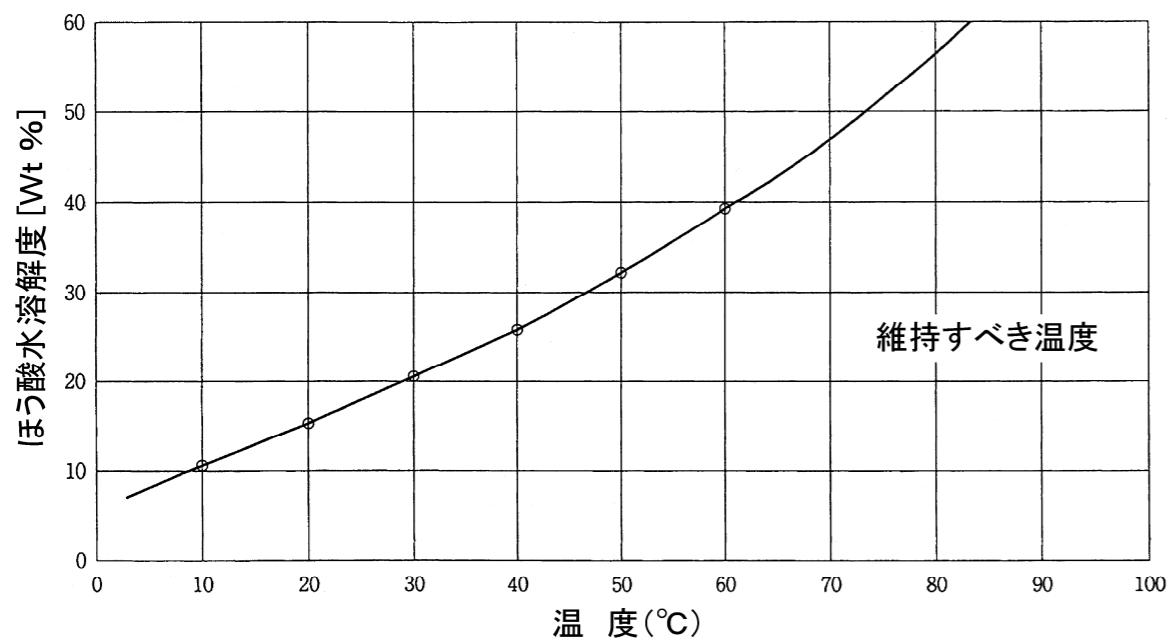
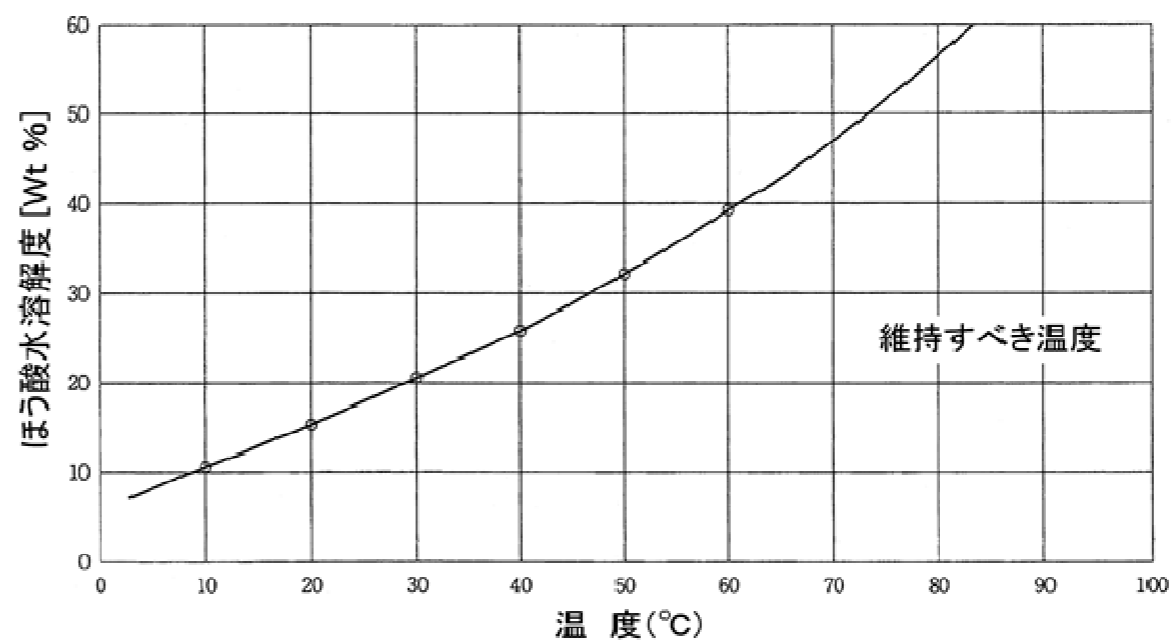


図24-2



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																																								
<p>(原子炉熱的制限値)</p> <p>第25条 原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉熱出力30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、最小限界出力比又は燃料棒最大線出力密度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-2の措置を講じる。</p> <p>表25-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 709 1249 1604"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2, 000MWd/t手前までの期間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>上記以外の期間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 27以上</td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 31以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 32以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 32以上</td> </tr> <tr> <td>新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 30以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 31以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外</td> <td>1. 30以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値		最小限界出力比		サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で		2, 000MWd/t手前までの期間		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上	高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	上記以外の期間		新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 27以上	高燃焼度8×8燃料	1. 31以上	9×9燃料 (A型)	1. 32以上	9×9燃料 (B型)	1. 32以上	新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合		高燃焼度8×8燃料	1. 30以上	9×9燃料 (A型)	1. 31以上	9×9燃料 (B型)		9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合	1. 24以上	9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外	1. 30以上	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	<p>(原子炉熱的制限値)</p> <p>第25条 原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉熱出力30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、最小限界出力比又は燃料棒最大線出力密度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-2の措置を講じる。</p> <p>表25-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 709 2516 1604"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2, 000MWd/t手前までの期間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>上記以外の期間</td> <td></td> </tr> <tr> <td>新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 27以上</td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 31以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 32以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 32以上</td> </tr> <tr> <td>新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 30以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 31以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>  9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外</td> <td>1. 30以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値		最小限界出力比		サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で		2, 000MWd/t手前までの期間		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上	高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	上記以外の期間		新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 27以上	高燃焼度8×8燃料	1. 31以上	9×9燃料 (A型)	1. 32以上	9×9燃料 (B型)	1. 32以上	新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合		高燃焼度8×8燃料	1. 30以上	9×9燃料 (A型)	1. 31以上	9×9燃料 (B型)		9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合	1. 24以上	9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外	1. 30以上	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																																																																																									
原子炉熱的制限値																																																																																										
最小限界出力比																																																																																										
サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で																																																																																										
2, 000MWd/t手前までの期間																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上																																																																																									
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																																																																																									
上記以外の期間																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 27以上																																																																																									
高燃焼度8×8燃料	1. 31以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 32以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)	1. 32以上																																																																																									
新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合																																																																																										
高燃焼度8×8燃料	1. 30以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 31以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)																																																																																										
9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合	1. 24以上																																																																																									
9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外	1. 30以上																																																																																									
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下																																																																																									
項目	運転上の制限																																																																																									
原子炉熱的制限値																																																																																										
最小限界出力比																																																																																										
サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で																																																																																										
2, 000MWd/t手前までの期間																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上																																																																																									
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																																																																																									
上記以外の期間																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されている場合																																																																																										
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 27以上																																																																																									
高燃焼度8×8燃料	1. 31以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 32以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)	1. 32以上																																																																																									
新型8×8ジルコニウムライナ燃料が装荷されていない場合																																																																																										
高燃焼度8×8燃料	1. 30以上																																																																																									
9×9燃料 (A型)	1. 31以上																																																																																									
9×9燃料 (B型)																																																																																										
9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合	1. 24以上																																																																																									
9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外	1. 30以上																																																																																									
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下																																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																												
2. 2号炉及び5号炉		2. 2号炉及び5号炉																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限		原子炉熱的制限値 最小限界出力比		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上	高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    新型8×8ジルコニウムライナ燃料</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上	高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上																															
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
新型8×8ジルコニウムライナ燃料	1. 21以上																															
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
3. 3号炉		3. 3号炉																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 26以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 25以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 25以上</td> </tr> <tr> <td>    ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料</td> <td>1. 26以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限		原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 26以上	9×9燃料 (A型)	1. 25以上	9×9燃料 (B型)	1. 25以上	ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料	1. 26以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 26以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 25以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 25以上</td> </tr> <tr> <td>    ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料</td> <td>1. 26以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 26以上	9×9燃料 (A型)	1. 25以上	9×9燃料 (B型)	1. 25以上	ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料	1. 26以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 26以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 25以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 25以上																															
ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料	1. 26以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 26以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 25以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 25以上																															
ウラン・プルトニウム混合酸化物 (以下「MOX」という。)燃料	1. 26以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
4. 4号炉		4. 4号炉																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 24以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 23以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 24以上	9×9燃料 (A型)	1. 23以上	9×9燃料 (B型)	1. 22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下					
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 24以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 23以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 22以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
5. 6号炉及び7号炉		5. 6号炉及び7号炉																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 22以上	9×9燃料 (A型)	1. 22以上	9×9燃料 (B型)	1. 21以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱的制限値 最小限界出力比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    高燃焼度8×8燃料</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (A型)</td> <td>1. 22以上</td> </tr> <tr> <td>    9×9燃料 (B型)</td> <td>1. 21以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0 kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	原子炉熱的制限値 最小限界出力比		高燃焼度8×8燃料	1. 22以上	9×9燃料 (A型)	1. 22以上	9×9燃料 (B型)	1. 21以上	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下					
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 22以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 22以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 21以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
項目	運転上の制限																															
原子炉熱的制限値 最小限界出力比																																
高燃焼度8×8燃料	1. 22以上																															
9×9燃料 (A型)	1. 22以上																															
9×9燃料 (B型)	1. 21以上																															
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m以下																															
表25-2		表25-2																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制限値以内に復旧する措置<sup>※1</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>		条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制限値以内に復旧する措置<sup>※1</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>		条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに																	
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに																														
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに																														
※1：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。		※1：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>(原子炉熱出力及び炉心流量)                      第26条 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量は、表26-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 原子炉熱出力及び炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉熱出力30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量が図26に定める運転範囲にあることを24時間に1回確認する。                      (2) 燃料GMは、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、当直長に通知する。当直長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値<sup>※1</sup>及び1時間平均値<sup>※2</sup>が原子炉熱出力100%以下であることを1時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉熱出力及び炉心流量が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-2の措置を講じる。</p> <p>表26-1</p> <table border="1" data-bbox="136 789 1133 873"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力及び炉心流量</td> <td>図26に定める運転範囲にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表26-2</p> <table border="1" data-bbox="136 953 1299 1079"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転範囲内に復旧する措置<sup>※3</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：瞬時値とは、計算機により算出される1分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力100%に対して1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。                      ※2：1時間平均値とは、計算機により算出される当該1時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。                      ※3：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉熱出力及び炉心流量	図26に定める運転範囲にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>※3</sup> を開始する。	速やかに	<p>(原子炉熱出力及び炉心流量)                      第26条 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量は、表26-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 原子炉熱出力及び炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉熱出力30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量が図26に定める運転範囲にあることを24時間に1回確認する。                      (2) 燃料GMは、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、当直長に通知する。当直長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値<sup>※1</sup>及び1時間平均値<sup>※2</sup>が原子炉熱出力100%以下であることを1時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉熱出力及び炉心流量が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-2の措置を講じる。</p> <p>表26-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 789 2436 873"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力及び炉心流量</td> <td>図26に定める運転範囲にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表26-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 953 2499 1079"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転範囲内に復旧する措置<sup>※3</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：瞬時値とは、計算機により算出される1分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力100%に対して1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。                      ※2：1時間平均値とは、計算機により算出される当該1時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。                      ※3：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉熱出力及び炉心流量	図26に定める運転範囲にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>※3</sup> を開始する。	速やかに	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																					
原子炉熱出力及び炉心流量	図26に定める運転範囲にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>※3</sup> を開始する。	速やかに																				
項 目	運転上の制限																					
原子炉熱出力及び炉心流量	図26に定める運転範囲にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>※3</sup> を開始する。	速やかに																				



変更前

変更後

備考

図 2.6

1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

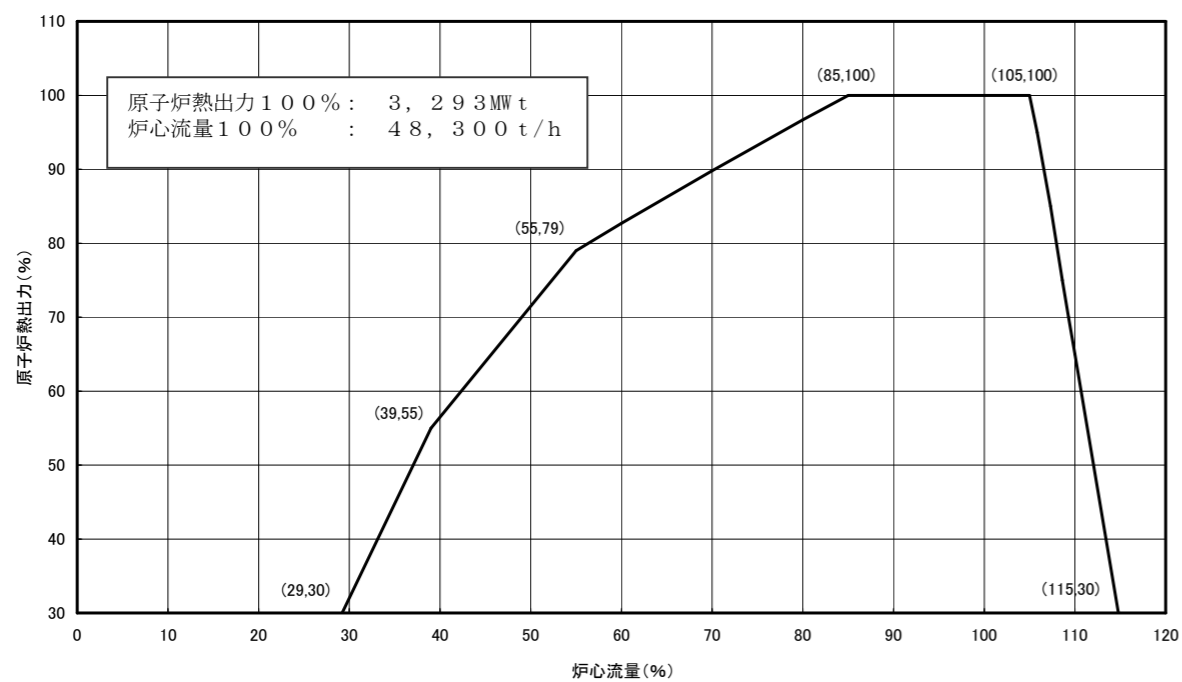
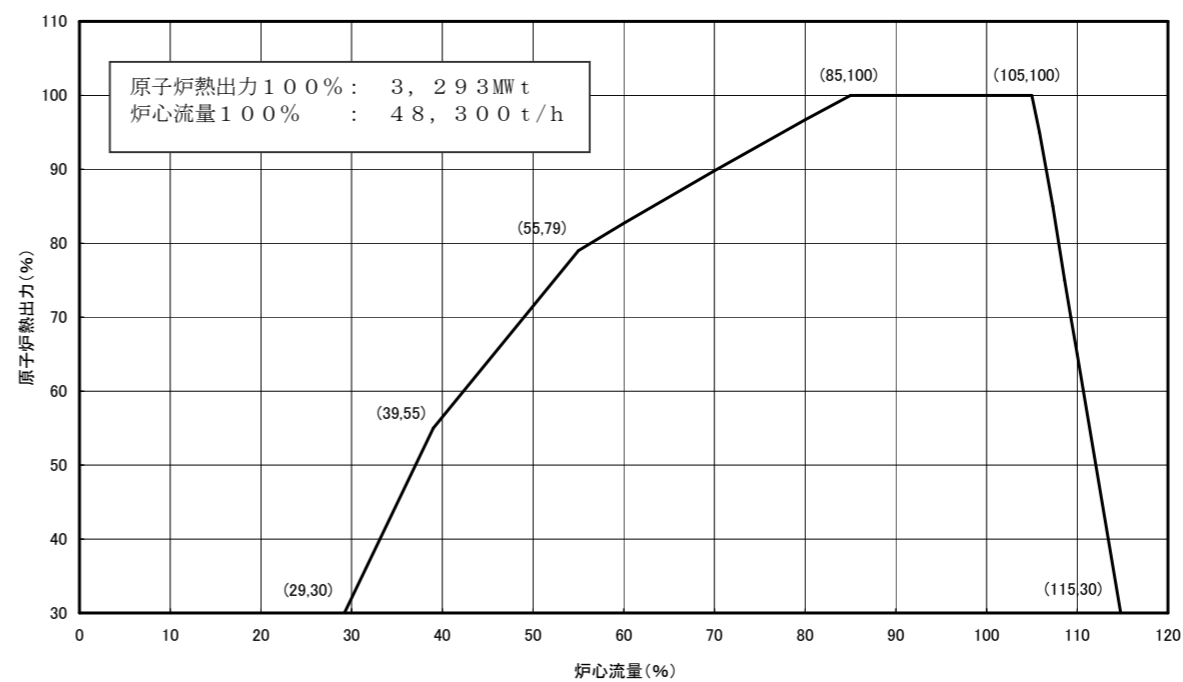
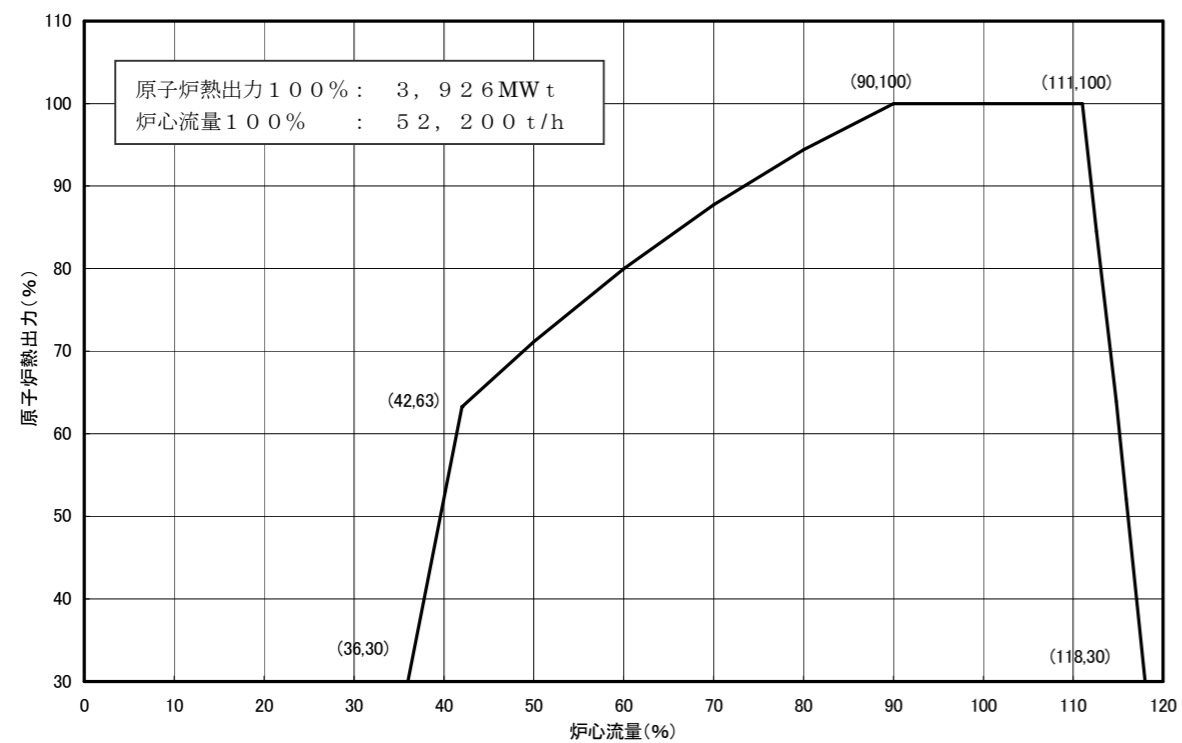


図 2.6

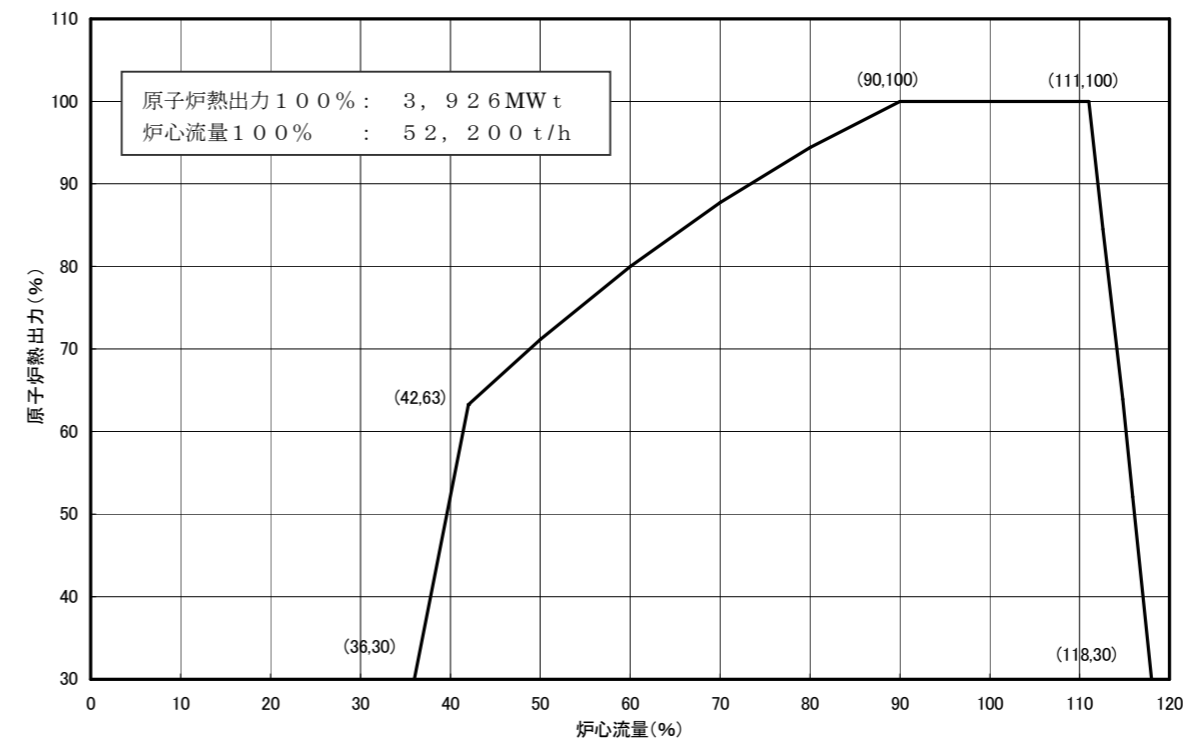
1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉



2. 6号炉及び7号炉



2. 6号炉及び7号炉

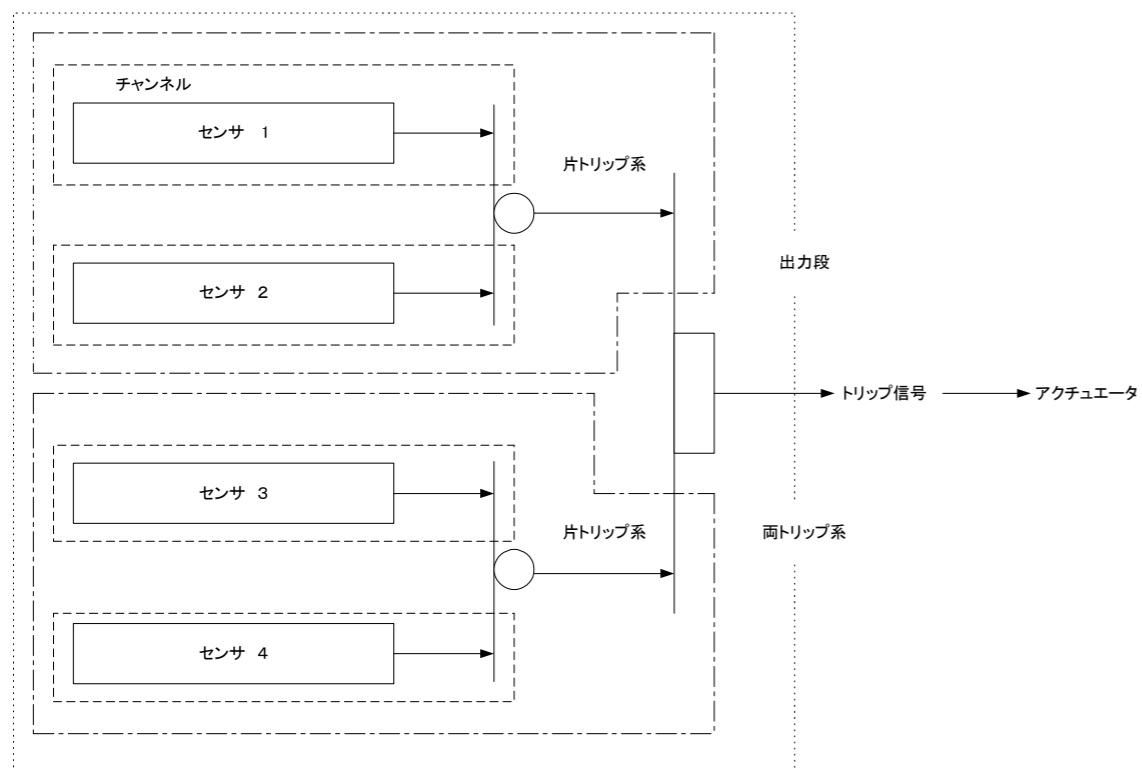


柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考								
<p>(計測及び制御設備)</p> <p>第27条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態に応じて, 次の計測及び制御設備<sup>*1</sup>は, 表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装 (2) 起動領域モニタ計装〔1号炉〕及び中性子源領域モニタ計装〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (3) 非常用炉心冷却系計装 (低圧炉心スプレイ系計装, 低圧注水系計装, 高圧炉心スプレイ系計装, 自動減圧系計装) (4) 格納容器隔離系計装 (主蒸気隔離弁計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉建屋隔離系計装) (5) その他の計装 (非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用換気空調系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 各GMは, 原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し, その結果を当直長に通知する。なお, 各GMは前項で定める計測及び制御設備に関する事象を発見した場合には, 誤動作<sup>*2</sup>又は誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から, 運転上の制限を満足するかどうかを判断する。</p> <p>3. 当直長は, 計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表27-3の措置を講じる。なお, 同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には, 個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p> <p>表27-1</p> <table border="1" data-bbox="130 1264 1270 1430"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測及び制御設備</td> <td>動作可能<sup>*4</sup>であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める	<p>(計測及び制御設備)</p> <p>第27条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態に応じて, 次の計測及び制御設備<sup>*1</sup>は, 表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装 (2) 起動領域モニタ計装〔1号炉〕及び中性子源領域モニタ計装〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (3) 非常用炉心冷却系計装 (低圧炉心スプレイ系計装, 低圧注水系計装, 高圧炉心スプレイ系計装, 自動減圧系計装) (4) 格納容器隔離系計装 (主蒸気隔離弁計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉建屋隔離系計装) (5) その他の計装 (非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用換気空調系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 各GMは, 原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し, その結果を当直長に通知する。なお, 各GMは前項で定める計測及び制御設備に関する事象を発見した場合には, 誤動作<sup>*2</sup>又は誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から, 運転上の制限を満足するかどうかを判断する。</p> <p>3. 当直長は, 計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表27-3の措置を講じる。なお, 同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には, 個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p> <p>表27-1</p> <table border="1" data-bbox="1362 1264 2472 1430"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測及び制御設備</td> <td>動作可能<sup>*4</sup>であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める	
項 目	運転上の制限									
計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める									
項 目	運転上の制限									
計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める									

変更前

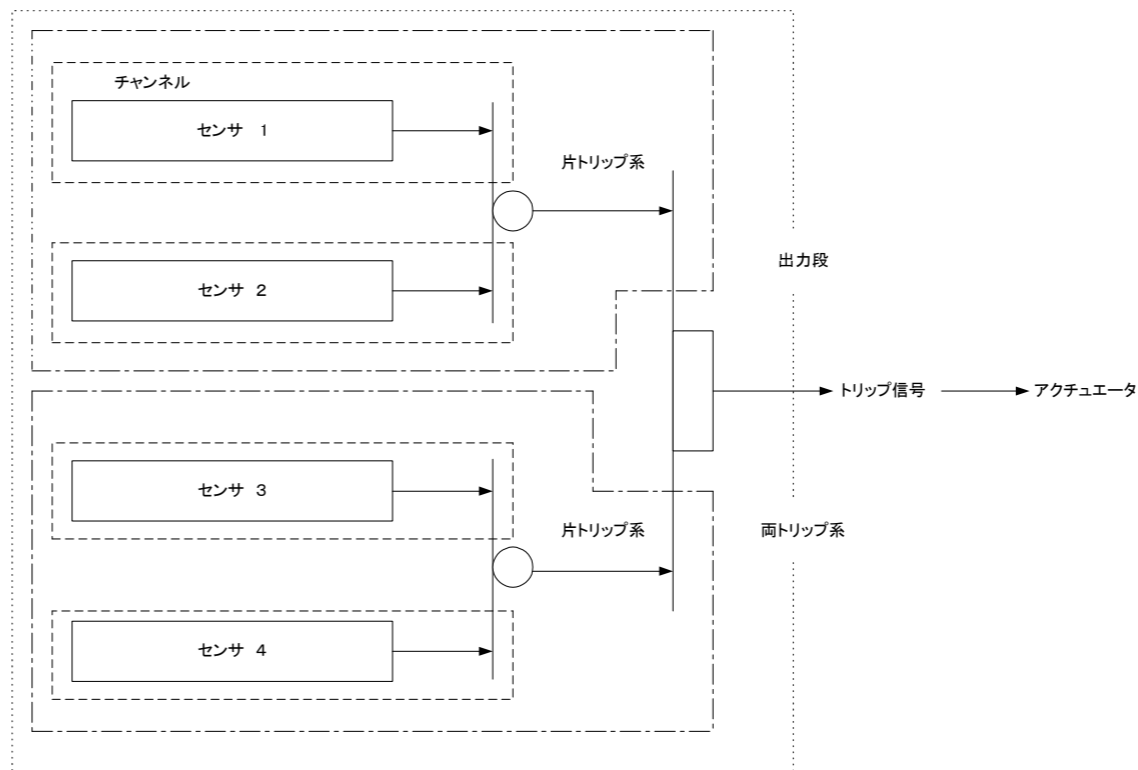
※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。



- ※2：本条における誤動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。
- ※3：本条における誤不動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。
- ※4：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。

変更後

※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。



- ※2：本条における誤動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。
- ※3：本条における誤不動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。
- ※4：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。

備考

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考								
<p>[6号炉及び7号炉] 原子炉の状態に応じて、次の計測及び制御設備<sup>*1</sup>は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1)原子炉保護系計装 (2)起動領域モニタ計装 (3)非常用炉心冷却系計装 (低圧注水系計装, 高圧炉心注水系計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 自動減圧系計装) (4)格納容器隔離系計装 (主蒸気隔離弁計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉建屋隔離系計装) (5)その他の計装 (非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用換気空調系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1)各GMは、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を当直長に通知する。なお、各GMは前項で定める計測及び制御設備に係る事象を発見した場合には、誤動作<sup>*2</sup>又は誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。</p> <p>3. 当直長は、計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p> <p>表27-1</p> <table border="1" data-bbox="130 1144 1294 1308"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測及び制御設備</td> <td>動作可能<sup>*4</sup>であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める	<p>[6号炉及び7号炉] 原子炉の状態に応じて、次の計測及び制御設備<sup>*1</sup>は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1)原子炉保護系計装 (2)起動領域モニタ計装 (3)非常用炉心冷却系計装 (低圧注水系計装, 高圧炉心注水系計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 自動減圧系計装) (4)格納容器隔離系計装 (主蒸気隔離弁計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉建屋隔離系計装) (5)その他の計装 (非常用ディーゼル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用換気空調系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1)各GMは、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を当直長に通知する。なお、各GMは前項で定める計測及び制御設備に係る事象を発見した場合には、誤動作<sup>*2</sup>又は誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。</p> <p>3. 当直長は、計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p> <p>表27-1</p> <table border="1" data-bbox="1377 1144 2528 1308"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測及び制御設備</td> <td>動作可能<sup>*4</sup>であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める	
項 目	運転上の制限									
計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める									
項 目	運転上の制限									
計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める									

変更前

変更後

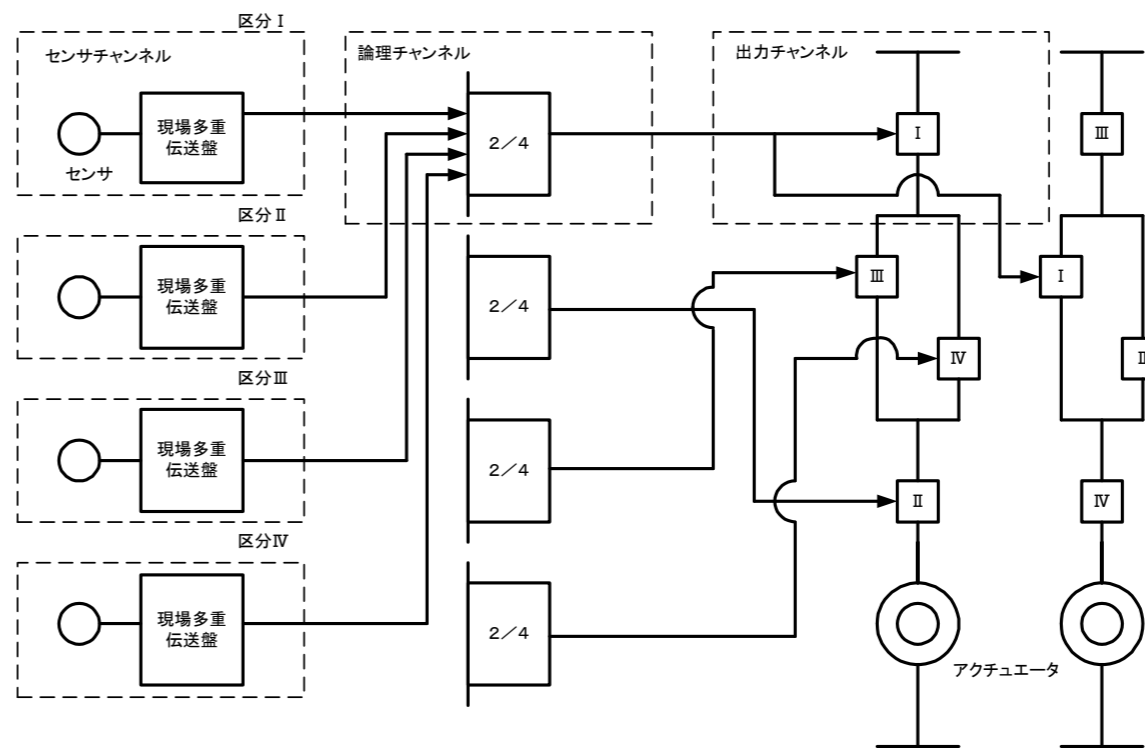
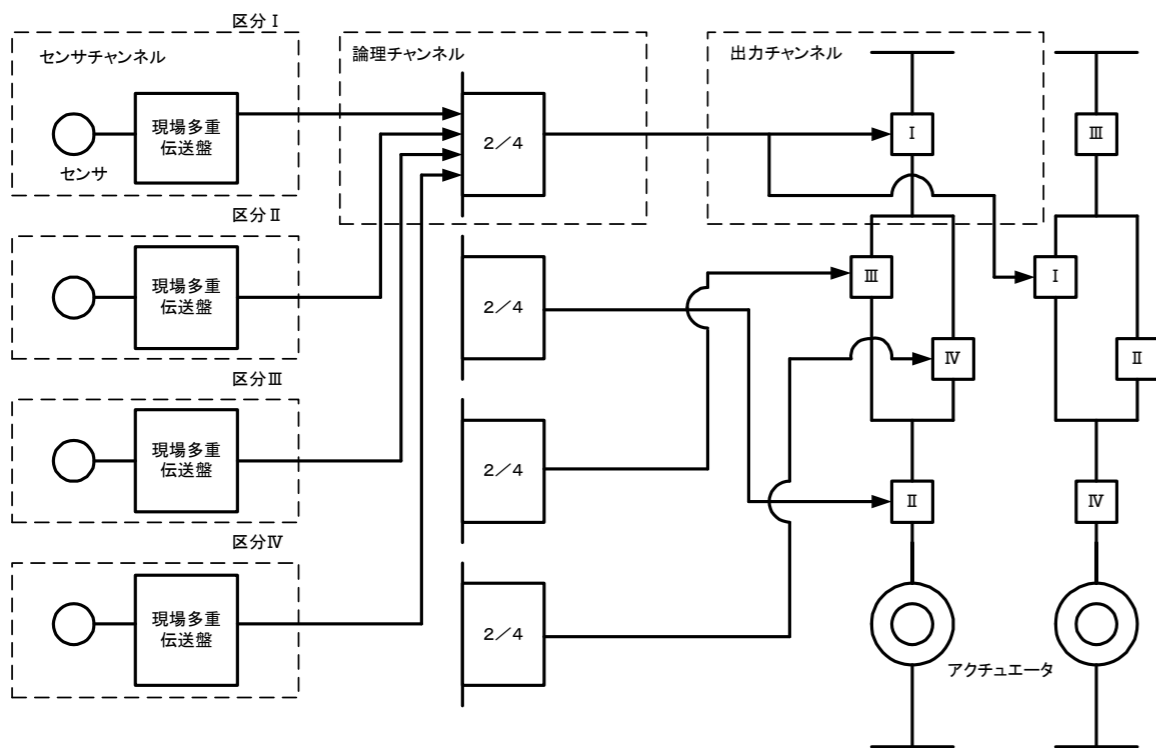
備考

※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。

※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。

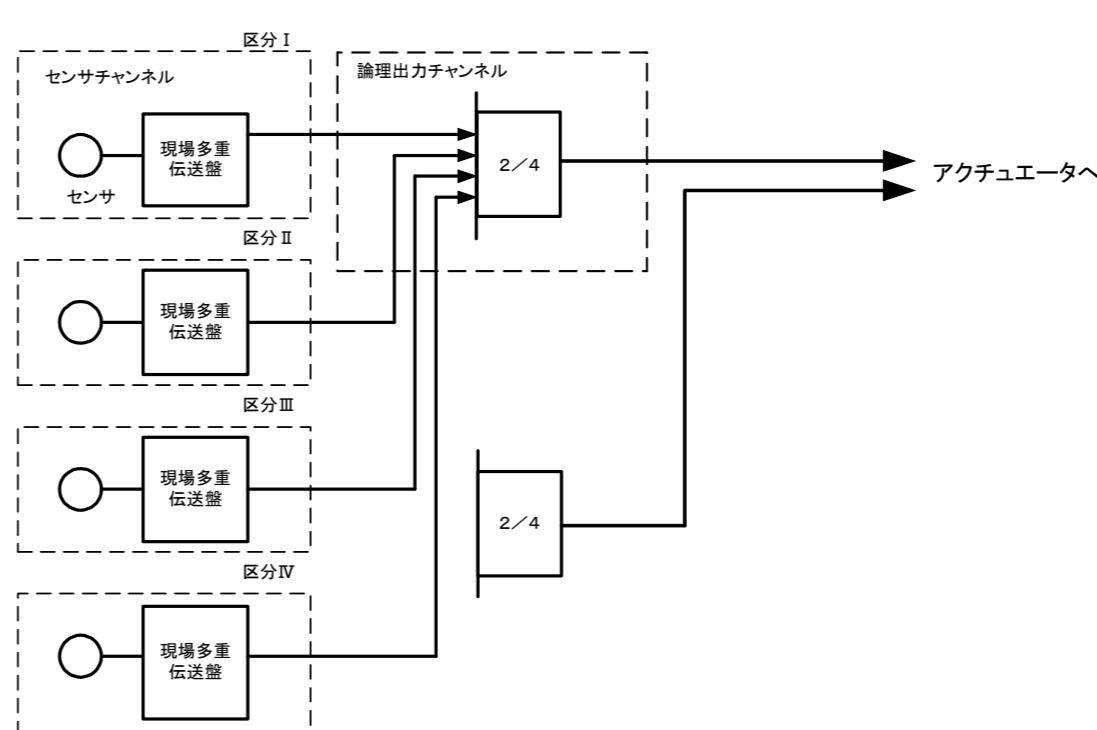
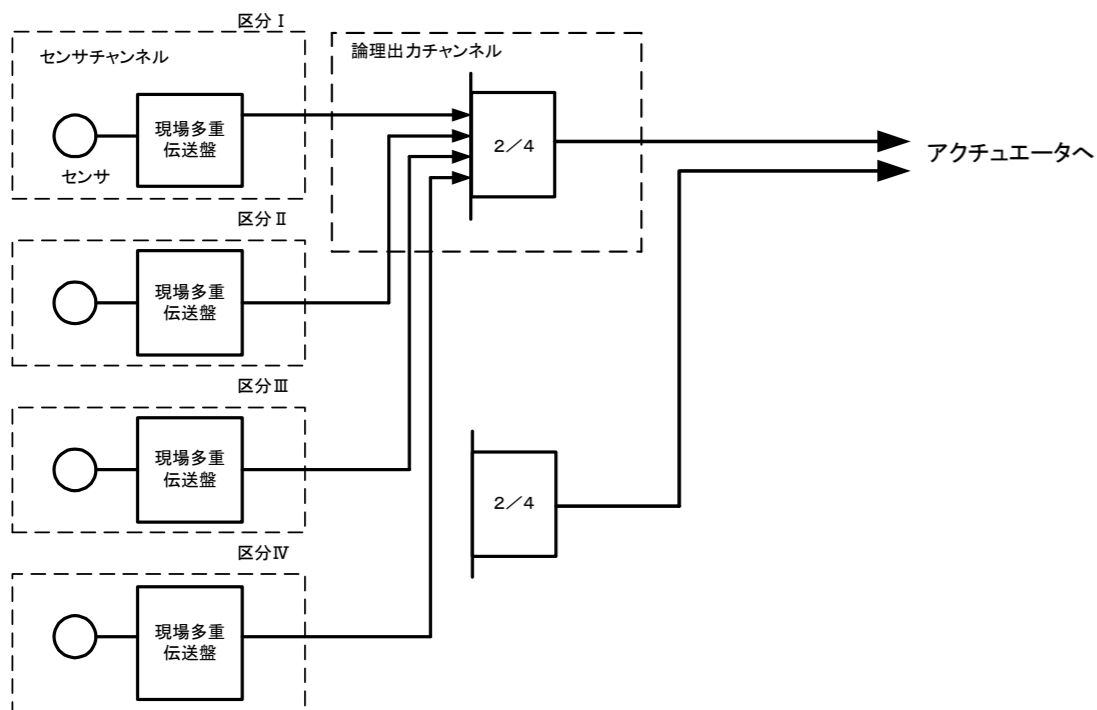
(例1) 原子炉保護系計装

(例1) 原子炉保護系計装



(例2) 非常用炉心冷却系計装

(例2) 非常用炉心冷却系計装



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																		
<p>※2：本条における誤動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。</p> <p>※3：本条における誤不動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。</p> <p>※4：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のためにセンサチャンネル、論理チャンネル又は論理出力チャンネルをバイパスして以下に示す動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態（論理出力チャンネルの1チャンネルバイパスを含む。）は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p> <table border="1" data-bbox="210 701 1252 919"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数</th> <th>1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>センサチャンネル</td> <td>4</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>論理チャンネル</td> <td>4</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table>	要素	動作可能であるべきチャンネル数	1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数	センサチャンネル	4	3	論理チャンネル	4	3	<p>※2：本条における誤動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。</p> <p>※3：本条における誤不動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。</p> <p>※4：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のためにセンサチャンネル、論理チャンネル又は論理出力チャンネルをバイパスして以下に示す動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態（論理出力チャンネルの1チャンネルバイパスを含む。）は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p> <table border="1" data-bbox="1448 701 2460 919"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数</th> <th>1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>センサチャンネル</td> <td>4</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>論理チャンネル</td> <td>4</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table>	要素	動作可能であるべきチャンネル数	1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数	センサチャンネル	4	3	論理チャンネル	4	3	
要素	動作可能であるべきチャンネル数	1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数																		
センサチャンネル	4	3																		
論理チャンネル	4	3																		
要素	動作可能であるべきチャンネル数	1チャンネルバイパスしている期間における動作可能であるべきチャンネル数																		
センサチャンネル	4	3																		
論理チャンネル	4	3																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
表27-2 [1号炉] 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1				表27-2 [1号炉] 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド)短	原子炉周期 10秒以上 (中間領域)	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止 <sup>*1</sup> 、冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 <sup>*2</sup>	毎日1回	1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド)短	原子炉周期 10秒以上 (中間領域)	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止 <sup>*1</sup> 、冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 <sup>*2</sup>	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正 <sup>*3</sup> (検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正 <sup>*3</sup> (検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査 <sup>*4</sup> を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査 <sup>*4</sup> を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時)	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時)	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		
		当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回		当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回		
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回		
		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回			計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
		計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉圧力高	7.21 MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉圧力高	7.21 MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. ドライウェル圧力高	13.7 kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. ドライウェル圧力高	13.7 kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
7. スクラムディスチャージボリューム水位高	94.5L以下 (スクラム排出容器1個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*1、冷温停止*1及び燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	7. スクラムディスチャージボリューム水位高	94.5L以下 (スクラム排出容器1個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*1、冷温停止*1及び燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下*5	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下*5	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧*6 4.12MPa[gage]以上 ・励磁位置*6	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧*6 4.12MPa[gage]以上 ・励磁位置*6	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
11. 地震加速度大  (センサ設置箇所については付表27-2-1(2)のとおりに)	・最地下階床水平120Gal以下 ・中間階床水平185Gal以下 ・最地下階床鉛直100Gal以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	11. 地震加速度大  (センサ設置箇所については付表27-2-1(2)のとおりに)	・最地下階床水平120Gal以下 ・中間階床水平185Gal以下 ・最地下階床鉛直100Gal以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
13. スクラム回路	——	運転評価GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	13. スクラム回路	——	運転評価GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																														
<p>※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。</p> <p>※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。</p> <p>※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。以下、本条において同じ。</p> <p>※4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。以下、本条において同じ。</p> <p>※5：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(1)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">30%相当</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 10%;">号 炉</th> <th colspan="3" style="width: 90%;">センサ設置箇所</th> </tr> <tr> <th style="width: 23%;">最地下階床水平</th> <th style="width: 23%;">中間階床水平</th> <th style="width: 23%;">最地下階床鉛直</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">地下5階床水平</td> <td style="text-align: center;">2階床水平</td> <td style="text-align: center;">地下5階床鉛直</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)	号 炉	原子炉熱出力	1号炉	30%相当	号 炉	センサ設置箇所			最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直	1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	<p>※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。</p> <p>※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。</p> <p>※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。以下、本条において同じ。</p> <p>※4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。以下、本条において同じ。</p> <p>※5：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(1)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">号 炉</th> <th style="width: 90%;">原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">30%相当</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 10%;">号 炉</th> <th colspan="3" style="width: 90%;">センサ設置箇所</th> </tr> <tr> <th style="width: 23%;">最地下階床水平</th> <th style="width: 23%;">中間階床水平</th> <th style="width: 23%;">最地下階床鉛直</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1号炉</td> <td style="text-align: center;">地下5階床水平</td> <td style="text-align: center;">2階床水平</td> <td style="text-align: center;">地下5階床鉛直</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)	号 炉	原子炉熱出力	1号炉	30%相当	号 炉	センサ設置箇所			最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直	1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																															
1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)																																															
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																															
1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)																																															
号 炉	原子炉熱出力																																															
1号炉	30%相当																																															
号 炉	センサ設置箇所																																															
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直																																													
1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直																																													
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																															
1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)																																															
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																															
1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)																																															
号 炉	原子炉熱出力																																															
1号炉	30%相当																																															
号 炉	センサ設置箇所																																															
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直																																													
1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直																																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1				〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 中間領域モニタ a. 中性子束高	各レンジ フルスケールの 120/125% 以下	当直長は, 原子炉の状態が起動, 高温停止 <sup>*1</sup> , 冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 <sup>*2</sup>	毎日1回	1. 中間領域モニタ a. 中性子束高	各レンジ フルスケールの 120/125% 以下	当直長は, 原子炉の状態が起動, 高温停止 <sup>*1</sup> , 冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 <sup>*2</sup>	毎日1回	
		当直長は, 中性子源領域モニタと中間領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時 (中性子源領域モニタを全引抜にする前までに)			当直長は, 中性子源領域モニタと中間領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時 (中性子源領域モニタを全引抜にする前までに)	
		当直長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 中間領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 中間領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは, チャンネル校正 <sup>*3</sup> (検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正 <sup>*3</sup> (検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査 <sup>*4</sup> を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査 <sup>*4</sup> を実施する。	定検停止時	
		b. 機器動作不能	——			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時)	当直長は, 原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時)	当直長は, 原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 中間領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 中間領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは, チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は, 原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し, 必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回			当直長は, 原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し, 必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	
		計測制御GMは, 動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1, 000 MWd/tに1回			計測制御GMは, 動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分 が1, 000 MWd/tに1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回			計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
		計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉圧力高	7.21 MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉圧力高	7.21 MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. ドライウェル圧力高	13.7 kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. ドライウェル圧力高	13.7 kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
7. スクラムディスチャージボリュウム水位高	94. 5L以下 (スクラム排出容器1個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*1、冷温停止*1及び燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	7. スクラムディスチャージボリュウム水位高	94. 5L以下 (スクラム排出容器1個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*1、冷温停止*1及び燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下*5	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下*5	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧*6 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置*6	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧*6 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置*6	当直長は、原子炉熱出力が付表27-2-1(1)で定める値以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
11. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-2-1(2)のとおり〕	・最地下階床水平 120Gal以下 ・中間階床水平 185Gal以下 ・最地下階床鉛直 100Gal以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	11. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-2-1(2)のとおり〕	・最地下階床水平 120Gal以下 ・中間階床水平 185Gal以下 ・最地下階床鉛直 100Gal以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
13. スクラム回路	——	運転評価GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	13. スクラム回路	——	運転評価GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
		当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																																				
<p>※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。</p> <p>※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。</p> <p>※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。以下、本条において同じ。</p> <p>※4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。以下、本条において同じ。</p> <p>※5：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉</td> <td>約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉</td> <td>約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(1)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉及び5号炉</td> <td>45%相当</td> </tr> <tr> <td>3号炉及び4号炉</td> <td>40%相当</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)	3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。	3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。	号 炉	原子炉熱出力	2号炉及び5号炉	45%相当	3号炉及び4号炉	40%相当	<p>※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。</p> <p>※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。</p> <p>※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。以下、本条において同じ。</p> <p>※4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。以下、本条において同じ。</p> <p>※5：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉</td> <td>約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>タービン入口蒸気第1段圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉</td> <td>約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。</td> </tr> </tbody> </table> <p>付表27-2-1(1)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2号炉及び5号炉</td> <td>45%相当</td> </tr> <tr> <td>3号炉及び4号炉</td> <td>40%相当</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)	3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)	号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力	2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。	3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)	5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。	号 炉	原子炉熱出力	2号炉及び5号炉	45%相当	3号炉及び4号炉	40%相当	
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																																					
2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)																																																					
3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)																																																					
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																																					
2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。																																																					
3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。																																																					
号 炉	原子炉熱出力																																																					
2号炉及び5号炉	45%相当																																																					
3号炉及び4号炉	40%相当																																																					
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																																					
2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)																																																					
3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)																																																					
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力																																																					
2号炉	約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.97MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。																																																					
3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)																																																					
5号炉	約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%) ただし、原子炉保護系としては約1.96MPa[gage] (原子炉熱出力の約45%)以上で、かつタービンバイパス弁が0.2秒以内に作動しない時に要求される。																																																					
号 炉	原子炉熱出力																																																					
2号炉及び5号炉	45%相当																																																					
3号炉及び4号炉	40%相当																																																					



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前				変 更 後				備 考
付表27-2-1(2)				付表27-2-1(2)				
号 炉	センサ設置箇所			号 炉	センサ設置箇所			
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直		最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直	
2号炉, 3号炉 及び4号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	2号炉, 3号炉 及び4号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	
5号炉	地下4階床水平	3階床水平	地下4階床鉛直	5号炉	地下4階床水平	3階床水平	地下4階床鉛直	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔6号炉及び7号炉〕 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1-A				〔6号炉及び7号炉〕 1. 原子炉保護系計装 表27-2-1-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期短	原子炉周期10秒以上（中間領域）	当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止 <sup>※1※2</sup> 、冷温停止 <sup>※1※2</sup> 及び燃料交換 <sup>※1※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期短	原子炉周期10秒以上（中間領域）	当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止 <sup>※1※2</sup> 、冷温停止 <sup>※1※2</sup> 及び燃料交換 <sup>※1※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時	当直長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
	120%以下 原子炉モードスイッチが「運転」の時	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	120%以下 原子炉モードスイッチが「運転」の時	120%以下 原子炉モードスイッチが「運転」の時	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回			当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回			計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000 MWd/tに1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	(b) 熱流束相当	自動可変設定以下 (図27(1)に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御GMは校正を実施する。	1週間に1回	
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回			計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
		計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、フローユニットの校正を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉圧力高	7. 34MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉圧力高	7. 34MPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 炉心流量急減	自動可変設定以上 (図27(2)に示す設定値以上)	計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	4. 炉心流量急減	自動可変設定以上 (図27(2)に示す設定値以上)	計測制御GMは、チャンネル校正(検出器を除く。)を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
6. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	6. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	原子炉GM及び電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
7. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	7. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage] 以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
8. 制御棒駆動機構 充てん水圧力低	12.8MPa[gage] 以上	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*2、低温停止*2及び燃料交換*2において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	8. 制御棒駆動機構 充てん水圧力低	12.8MPa[gage] 以上	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止*2、低温停止*2及び燃料交換*2において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
9. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下*3	当直長は、原子炉熱出力が35%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	9. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下*3	当直長は、原子炉熱出力が35%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			タービンGM及び計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
10. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	• 油圧*3 4.12MPa[gage] 以上 • 励磁位置*3	当直長は、原子炉熱出力が35%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	10. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	• 油圧*3 4.12MPa[gage] 以上 • 励磁位置*3	当直長は、原子炉熱出力が35%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考	
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度		
11. 主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバック・グラウンド）以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	11. 主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバック・グラウンド）以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
12. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-2-1-Aのとおり〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>・最地下階床水平 120Gal 以下</li> <li>・中間階床水平 185Gal 以下</li> <li>・最地下階床鉛直 100Gal 以下</li> </ul>	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	12. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-2-1-Aのとおり〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>・最地下階床水平 120Gal 以下</li> <li>・中間階床水平 185Gal 以下</li> <li>・最地下階床鉛直 100Gal 以下</li> </ul>	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
14. 手動	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	14. 手動	——	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	——	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	——	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回		
※1：計数領域を除く。				※1：計数領域を除く。					
※2：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。				※2：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。					
※3：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。				※3：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。					
号 炉		タービン入口蒸気第1段圧力		号 炉		タービン入口蒸気第1段圧力			
6号炉		約1.579MPa[gage]（原子炉熱出力の約35%）		6号炉		約1.579MPa[gage]（原子炉熱出力の約35%）			
7号炉		約1.64MPa[gage]（原子炉熱出力の約35%）		7号炉		約1.64MPa[gage]（原子炉熱出力の約35%）			
付表27-2-1-A				付表27-2-1-A					
号 炉		センサ設置箇所		号 炉		センサ設置箇所			
		最地下階床水平	中間階床水平			最地下階床鉛直	最地下階床鉛直		
6号炉及び7号炉		地下3階床水平	3階床水平	地下3階床鉛直	6号炉及び7号炉		地下3階床水平	3階床水平	地下3階床鉛直

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
[1号炉] 2. 起動領域モニタ計装 表27-2-2			[1号炉] 2. 起動領域モニタ計装 表27-2-2			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が $3\text{ s}^{-1}$ 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※2</sup> の場合は12時間に1回	1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が $3\text{ s}^{-1}$ 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※2</sup> の場合は12時間に1回	
	当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMIは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時		計測制御GMIは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
※1：中性子源領域である場合。 ※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。			※1：中性子源領域である場合。 ※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。			
[2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉] 2. 中性子源領域モニタ計装 表27-2-2			[2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉] 2. 中性子源領域モニタ計装 表27-2-2			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 中性子源領域モニタ	当直長は、動作可能な中性子源領域モニタ検出器が以下に存在していることの確認を行う。 a. 炉心変更が実施されている1/4炉心に挿入されていること。 及び b. 炉心変更が実施されている1/4炉心に隣接するいずれかの1/4炉心に挿入されていること。	炉心変更中 <sup>※1</sup> の場合 12時間に1回	1. 中性子源領域モニタ	当直長は、動作可能な中性子源領域モニタ検出器が以下に存在していることの確認を行う。 a. 炉心変更が実施されている1/4炉心に挿入されていること。 及び b. 炉心変更が実施されている1/4炉心に隣接するいずれかの1/4炉心に挿入されていること。	炉心変更中 <sup>※1</sup> の場合 12時間に1回	
	当直長は、計数率が $3\text{ cps}$ 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>※2</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※1</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※1</sup> の場合は12時間に1回		当直長は、計数率が $3\text{ cps}$ 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>※2</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※1</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※1</sup> の場合は12時間に1回	
	当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※2</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※2</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMIは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時		計測制御GMIは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
※1：中性子源領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。 ※2：中間領域モニタがレンジ2以下である場合。			※1：中性子源領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。 ※2：中間領域モニタがレンジ2以下である場合。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
[6号炉及び7号炉] 2. 起動領域モニタ計装 表27-2-2-A			[6号炉及び7号炉] 2. 起動領域モニタ計装 表27-2-2-A			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が3 cps以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※2</sup> の場合12時間に1回	1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が3 cps以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> の場合は毎日1回、炉心変更中 <sup>※2</sup> の場合12時間に1回	
	当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		当直長は、原子炉の状態が起動 <sup>※1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※2</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く。）を実施する。	定検停止時	
※1：計数領域の場合に適用する。 ※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。			※1：計数領域の場合に適用する。 ※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。			



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-1				[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-1				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 注入隔離弁両側 差圧低(注入可)	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 注入隔離弁両側 差圧低(注入可)	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
(2) 低圧注水系計装 表27-2-3-2				(2) 低圧注水系計装 表27-2-3-2				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 注入隔離弁両側 差圧低(注入可)	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 注入隔離弁両側 差圧低(注入可)	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
(3) 高圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-3				(3) 高圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-3				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
(4) 自動減圧系計装 表27-2-3-4				(4) 自動減圧系計装 表27-2-3-4				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 自動減圧系始動 タイマ	120秒以下	電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	3. 自動減圧系始動 タイマ	120秒以下	電気機器GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合に適用する。				※1：原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合に適用する。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

付表27-2-3※1

要素 \ 号炉	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉
1. 低圧炉心スプレイ系 a. 注入隔離弁両側 差圧低 (注入可)	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa
2. 低圧注水系 a. 注入隔離弁両側 差圧低 (注入可)	5.49MPa	5.49MPa	5.49MPa	5.39MPa	5.39MPa
3. 自動減圧系 a. 低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力高	0.98 MPa[gage]	0.98 MPa[gage]	0.98 MPa[gage]	1.03 MPa[gage]	1.03 MPa[gage]
b. 残留熱除去系ポンプ 吐出圧力高	0.69 MPa[gage]	0.69 MPa[gage]	0.69 MPa[gage]	0.68 MPa[gage]	0.71 MPa[gage]

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

付表27-2-3※1

要素 \ 号炉	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉
1. 低圧炉心スプレイ系 a. 注入隔離弁両側 差圧低 (注入可)	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa	4.90MPa
2. 低圧注水系 a. 注入隔離弁両側 差圧低 (注入可)	5.49MPa	5.49MPa	5.49MPa	5.39MPa	5.39MPa
3. 自動減圧系 a. 低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力高	0.98 MPa[gage]	0.98 MPa[gage]	0.98 MPa[gage]	1.03 MPa[gage]	1.03 MPa[gage]
b. 残留熱除去系ポンプ 吐出圧力高	0.69 MPa[gage]	0.69 MPa[gage]	0.69 MPa[gage]	0.68 MPa[gage]	0.71 MPa[gage]

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[6号炉及び7号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧注水系計装 表27-2-3-1-A				[6号炉及び7号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧注水系計装 表27-2-3-1-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	936cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	936cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉圧力低 (注入可)	付表27-2-3-A参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉圧力低 (注入可)	付表27-2-3-A参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
(2) 高圧炉心注水系計装 表27-2-3-2-A				(2) 高圧炉心注水系計装 表27-2-3-2-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
(3) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-3-3-A				(3) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-3-3-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウエル 圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウエル 圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				
(4) 自動減圧系計装 表27-2-3-4-A				(4) 自動減圧系計装 表27-2-3-4-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	936cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	936cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウエル 圧力高	13.7kPa[gage]以下 (作動時間遅れ30秒以下)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウエル 圧力高	13.7kPa[gage]以下 (作動時間遅れ30秒以下)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3-A 参照	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	3. 高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3-A 参照	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3-A 参照	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	4. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	付表27-2-3-A 参照	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

付表27-2-3-A<sup>※1</sup>

要素 \ 号炉	6号炉	7号炉
1. 低圧注水系 a. 原子炉圧力低 (注入可)	3. 0 5MPa[gage]	3. 0 6MPa[gage]
2. 自動減圧系 a. 高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力高	1. 3 7MPa[gage]	1. 3 7MPa[gage]
b. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	0. 6 9MPa[gage]	0. 9 4MPa[gage]

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

付表27-2-3-A<sup>※1</sup>

要素 \ 号炉	6号炉	7号炉
1. 低圧注水系 a. 原子炉圧力低 (注入可)	3. 0 5MPa[gage]	3. 0 6MPa[gage]
2. 自動減圧系 a. 高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力高	1. 3 7MPa[gage]	1. 3 7MPa[gage]
b. 残留熱除去系 ポンプ吐出圧力高	0. 6 9MPa[gage]	0. 9 4MPa[gage]

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
4. 格納容器隔離系計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1				4. 格納容器隔離系計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1) 参照	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1) 参照	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 主蒸気管圧力低	5. 86MPa[gage]以上	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 主蒸気管圧力低	5. 86MPa[gage]以上	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. 復水器真空度低	72. 5kPa[abs]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. 復水器真空度低	72. 5kPa[abs]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>付表27-2-4-1(1)</p> <table border="1" data-bbox="121 268 1252 478"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>設 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉, 2号炉及び3号炉</td> <td>6.3℃以下</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>7.0℃以下</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>6.2℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	設 定 値	1号炉, 2号炉及び3号炉	6.3℃以下	4号炉	7.0℃以下	5号炉	6.2℃以下	<p>付表27-2-4-1(1)</p> <table border="1" data-bbox="1362 268 2502 478"> <thead> <tr> <th>号 炉</th> <th>設 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉, 2号炉及び3号炉</td> <td>6.3℃以下</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>7.0℃以下</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>6.2℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	号 炉	設 定 値	1号炉, 2号炉及び3号炉	6.3℃以下	4号炉	7.0℃以下	5号炉	6.2℃以下	
号 炉	設 定 値																	
1号炉, 2号炉及び3号炉	6.3℃以下																	
4号炉	7.0℃以下																	
5号炉	6.2℃以下																	
号 炉	設 定 値																	
1号炉, 2号炉及び3号炉	6.3℃以下																	
4号炉	7.0℃以下																	
5号炉	6.2℃以下																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔6号炉及び7号炉〕 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1-A				〔6号炉及び7号炉〕 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1, 020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1, 020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
5. 主蒸気管圧力低	6.0MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 主蒸気管圧力低	6.0MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4-2				〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4-2				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 主蒸気管トンネル 温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1) 参照	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 主蒸気管トンネル 温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1) 参照	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	当直長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 主蒸気管トンネル 温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1)参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 主蒸気管トンネル 温度高	・温度 93℃以下  ・差温度 付表27-2-4-1 (1)参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低  〔要素名称については、付表27-2-4-2を参照〕	付表27-2-4-2参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低  〔要素名称については、付表27-2-4-2を参照〕	付表27-2-4-2参照	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 原子炉建屋 換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 原子炉建屋 換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. ドライウェル 圧力高 <sup>※2</sup>	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. ドライウェル 圧力高 <sup>※2</sup>	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. ドライウェル 圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. ドライウェル 圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：3号炉及び4号炉の停止時冷却モード対象弁については、対象外。

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※2：3号炉及び4号炉の停止時冷却モード対象弁については、対象外。

付表27-2-4-2

号炉	要素	設定値
1号炉, 2号炉及び5号炉	原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)
3号炉及び4号炉	原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)

付表27-2-4-2

号炉	要素	設定値
1号炉, 2号炉及び5号炉	原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)
3号炉及び4号炉	原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243 cm以上 (圧力容器零レベルより)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔6号炉及び7号炉〕 (2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4-2-A				〔6号炉及び7号炉〕 (2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4-2-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
e. 主蒸気管圧力低	6.01MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	e. 主蒸気管圧力低	6.01MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1, 020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1, 020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10× (通常運転時のバック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
e. 主蒸気管圧力低	6.0MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	e. 主蒸気管圧力低	6.0MPa[gage]以上	当直長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	72.5kPa[abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 165cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 165cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. ドライウェル 圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. ドライウェル 圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 原子炉区域換気 空調系排気放射能 高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. 原子炉区域換気 空調系排気放射能 高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
d. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	d. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. ドライウエル 圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. ドライウエル 圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (3) 原子炉建屋隔離系計装 表27-2-4-3				〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (3) 原子炉建屋隔離系計装 表27-2-4-3				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 372 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル 圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉建屋換気 空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉建屋換気空調系 排気放射能高 <sup>※1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>※1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 燃料取替エリア 排気放射能高 <sup>※1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1: 高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。				※1: 高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉建屋隔離系計装 表27-2-4-3-A				[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉建屋隔離系計装 表27-2-4-3-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 285 cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
4. 燃料取替エリア排気 放射能高 <sup>*1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 燃料取替エリア排気 放射能高 <sup>*1</sup>	10× (通常運転時の バック・グラウンド) 以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。				※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考	
5. その他の計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1				5. その他の計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1					
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度		
1. 非常用ディーゼル発電機計装	—	運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	1. 非常用ディーゼル発電機計装	—	運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※1</sup>				a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※1</sup>					
b. 原子炉水位異常低(レベル1)		961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		b. 原子炉水位異常低(レベル1)	961cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
c. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装	—	運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装	—	運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※2</sup>				a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※2</sup>					
b. 原子炉水位異常低(レベル2)		1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		b. 原子炉水位異常低(レベル2)	1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		
c. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時		
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時		

※1 : 非常用交流高圧電源母線とは, C母線, D母線をいう。

※2 : 非常用交流高圧電源母線とは, HPCS母線をいう。

※1 : 非常用交流高圧電源母線とは, C母線, D母線をいう。

※2 : 非常用交流高圧電源母線とは, HPCS母線をいう。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考			
[6号炉及び7号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1-A				[6号炉及び7号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1-A							
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度				
1. 非常用ディーゼル発電機計装 (低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※1</sup>	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	1. 非常用ディーゼル発電機計装 (低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※1</sup>	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時				
		b. 原子炉水位異常低 (レベル1)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。			毎日1回	b. 原子炉水位異常低 (レベル1)	936cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。			定検停止時		
運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時								
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回				
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時				
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時				
2. 非常用ディーゼル発電機計装 (高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※2</sup>	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	2. 非常用ディーゼル発電機計装 (高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低 <sup>※2</sup>	—	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時				
		b. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。			毎日1回	b. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	1,020cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。			定検停止時		
運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時								
c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	c. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回				
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時				
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時				
※1：非常用交流高圧電源母線とは、C母線、D母線、E母線をいう。 ※2：非常用交流高圧電源母線とは、D母線、E母線をいう。				※1：非常用交流高圧電源母線とは、C母線、D母線、E母線をいう。 ※2：非常用交流高圧電源母線とは、D母線、E母線をいう。							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-5-2				[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-5-2				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 <sup>*1</sup> 及び高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 243cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 <sup>*1</sup> 及び高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				※1: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				
[6号炉及び7号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 (冷却材補給機能) 表27-2-5-2-A				[6号炉及び7号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 (冷却材補給機能) 表27-2-5-2-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 165cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 <sup>*1</sup> 及び高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1, 165cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 <sup>*1</sup> 及び高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				※1: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3				[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下 <sup>※1</sup>	タービンGM及び計測制御GMは、 チャンネル校正を実施する。	定検停止時	1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下 <sup>※1</sup>	タービンGM及び計測制御GMは、 チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時	
2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧 <sup>※1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正を 実施する。	定検停止時	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧 <sup>※1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正を 実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時	
※1：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。				※1：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。				
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力			号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力			
1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)			1号炉	約1.23MPa[gage] (原子炉熱出力の約30%)			
2号炉	約3.85MPa[gage] (原子炉熱出力の約80%)			2号炉	約3.85MPa[gage] (原子炉熱出力の約80%)			
3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)			3号炉	約1.73MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)			
4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)			4号炉	約1.71MPa[gage] (原子炉熱出力の約40%)			
5号炉	約3.78MPa[gage] (原子炉熱出力の約80%)			5号炉	約3.78MPa[gage] (原子炉熱出力の約80%)			
[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3-A				[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下 <sup>※1</sup>	タービンGM及び計測制御GM は、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10%閉以下 <sup>※1</sup>	タービンGM及び計測制御GMは、 チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時	
2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧 <sup>※1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正 を実施する。	定検停止時	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	・油圧 <sup>※1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 ・励磁位置 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正を 実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査 を実施する。	定検停止時	
※1：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。				※1：タービン入口蒸気第1段圧力が以下に示す圧力以上で運転している時。				
号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力			号 炉	タービン入口蒸気第1段圧力			
6号炉	約1.579MPa[gage] (原子炉熱出力の約35%)			6号炉	約1.579MPa[gage] (原子炉熱出力の約35%)			
7号炉	約1.64MPa[gage] (原子炉熱出力の約35%)			7号炉	約1.64MPa[gage] (原子炉熱出力の約35%)			



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉〕 (4) 制御棒引抜監視装置計装 表27-2-5-4				〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉〕 (4) 制御棒引抜監視装置計装 表27-2-5-4				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	付表27-2-5-4参照	当直長は, 原子炉熱出力が30%相当以上でバイパスされていないことを確認する。	起動時	1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	付表27-2-5-4参照	当直長は, 原子炉熱出力が30%相当以上でバイパスされていないことを確認する。	起動時	
		計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
b. 機器動作不能	—	計測制御GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	b. 機器動作不能	—	計測制御GMは, 論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
c. 下限	5% <sup>※1</sup>	計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	c. 下限	5% <sup>※1</sup>	計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1: 動作値が, 設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば, 運転上の制限を満足していないとはみなさない。				※1: 動作値が, 設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば, 運転上の制限を満足していないとはみなさない。				
付表27-2-5-4				付表27-2-5-4				
号炉	設定値			号炉	設定値			
1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	105%以下 (再循環流量Wd (%) に対し, $[0.62Wd + 5.2]$ % の式により設定する。)			1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	105%以下 (再循環流量Wd (%) に対し, $[0.62Wd + 5.2]$ % の式により設定する。)			
6号炉及び7号炉	105%以下 (炉心流量W (%) に対し, $[0.68W + 4.4]$ % の式により設定する。)			6号炉及び7号炉	105%以下 (炉心流量W (%) に対し, $[0.68W + 4.4]$ % の式により設定する。)			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装  表27-2-5-5		[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装  表27-2-5-5		
要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位高 (レベル8)	付表27-2-5-5(1)参照	当直長は, 原子炉熱出力が付表27-2-5-5(2)で定める値以上の時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
付表27-2-5-5(1)				
号 炉	設 定 値			
1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	1, 481cm以下 (圧力容器零レベルより)			
6号炉及び7号炉	1, 389cm以下 (圧力容器零レベルより)			
付表27-2-5-5(2)				
号 炉	原子炉熱出力			
1号炉	30%相当			
2号炉及び5号炉	45%相当			
3号炉及び4号炉	40%相当			
6号炉及び7号炉	35%相当			
付表27-2-5-5(1)				
要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位高 (レベル8)	付表27-2-5-5(1)参照	当直長は, 原子炉熱出力が付表27-2-5-5(2)で定める値以上の時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは, チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
付表27-2-5-5(1)				
号 炉	設 定 値			
1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	1, 481cm以下 (圧力容器零レベルより)			
6号炉及び7号炉	1, 389cm以下 (圧力容器零レベルより)			
付表27-2-5-5(2)				
号 炉	原子炉熱出力			
1号炉	30%相当			
2号炉及び5号炉	45%相当			
3号炉及び4号炉	40%相当			
6号炉及び7号炉	35%相当			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6			[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 原子炉隔離時冷却系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 原子炉隔離時冷却系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉隔離時冷却系制御	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 原子炉隔離時冷却系制御	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
	当直長は、原子炉隔離時冷却系の流量制御については、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ手動起動により確認を行う。	定検停止後の原子炉起動時		当直長は、原子炉隔離時冷却系の流量制御については、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ手動起動により確認を行う。	定検停止後の原子炉起動時	
4. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	4. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
[6号炉及び7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6-A			[6号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6-A			
要素	項目	頻度	要素	項目	頻度	
1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
	<p>[7号炉]  <u>(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装</u>  <u>表27-2-5-6-B</u></p> <table border="1" data-bbox="1368 348 2546 1801"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心注水系流量</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 残留熱除去系流量</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉水位</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>5. サプレッションプール 水温度</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>6. RHR熱交換器入口温度</td> <td>計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> </tr> <tr> <td>7. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)</td> <td>計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時 定検停止時</td> </tr> <tr> <td>8. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)</td> <td>計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時 定検停止時</td> </tr> <tr> <td>9. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)</td> <td>計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時 定検停止時</td> </tr> <tr> <td>10. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)</td> <td>計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時 定検停止時</td> </tr> <tr> <td>11. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)</td> <td>計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時 定検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	4. 原子炉水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	5. サプレッションプール 水温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	6. RHR熱交換器入口温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	7. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時	8. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時	9. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時	10. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時	11. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
要素	項目	頻度																																				
1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
4. 原子炉水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
5. サプレッションプール 水温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
6. RHR熱交換器入口温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																				
7. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時																																				
8. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時																																				
9. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時																																				
10. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時																																				
11. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	計測制御GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時 定検停止時																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (7) 中央制御室非常用換気空調系計装 表27-2-5-7				[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (7) 中央制御室非常用換気空調系計装 表27-2-5-7				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グランド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グランド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グランド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グランド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
3. 換気系排気筒入口放射能高(1号炉のみ)	10×(通常運転時のバック・グランド) <sup>※3</sup>	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 換気系排気筒入口放射能高(1号炉のみ)	10×(通常運転時のバック・グランド) <sup>※3</sup>	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。 ※3：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。				※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。 ※3：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前				変 更 後				備 考
[6号炉及び7号炉] (7) 中央制御室非常用換気空調系計装 表27-2-5-7-A				[6号炉及び7号炉] (7) 中央制御室非常用換気空調系計装 表27-2-5-7-A				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	10×(通常運転時のバック・グラウンド)以下	当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時			計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
		運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時			運転評価GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時	
※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。				※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (8) 事故時計装 表27-2-5-8			[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (8) 事故時計装 表27-2-5-8			
要素	項目	頻 度	要素	項目	頻 度	
1. 原子炉圧力	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	1. 原子炉圧力	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
2. 原子炉水位 (広帯域)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 原子炉水位 (広帯域)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
3. 原子炉水位 (燃料域)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉水位 (燃料域)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
4. ドライウェル圧力	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. ドライウェル圧力	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	
5. 格納容器内雰囲気線量当量率	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	5. 格納容器内雰囲気線量当量率	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時		計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。	定検停止時	

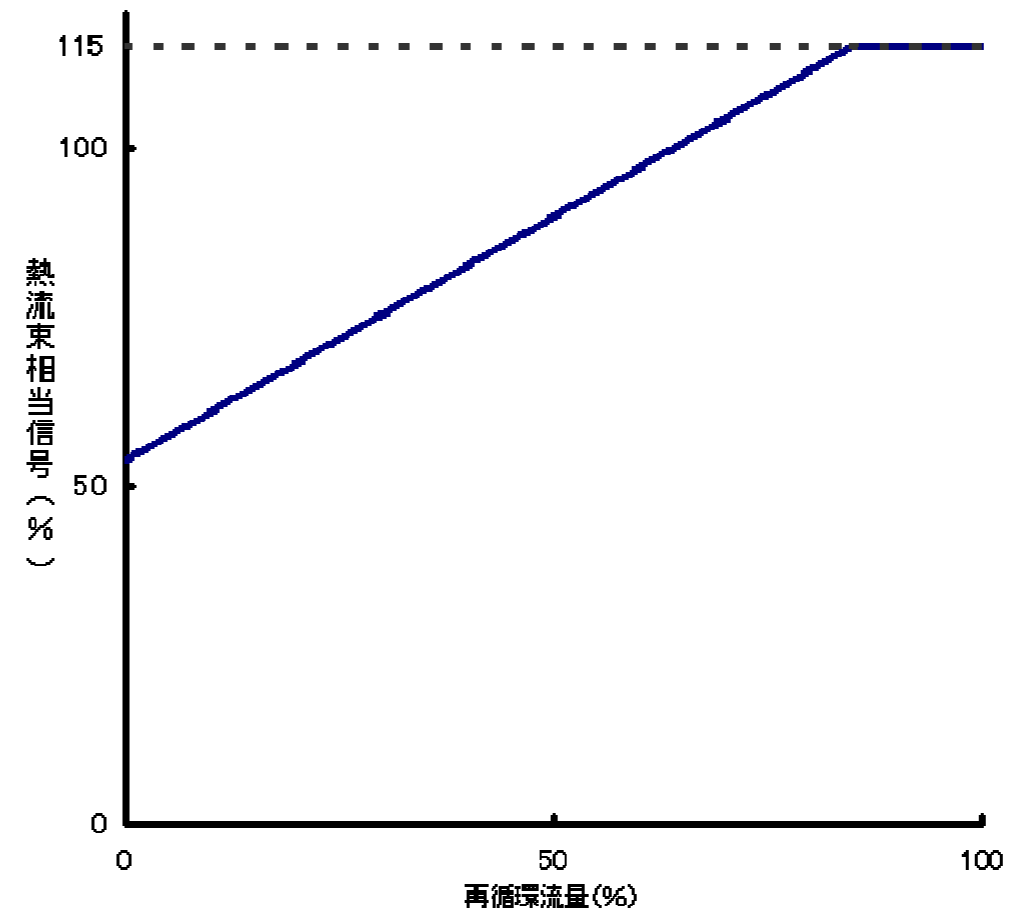
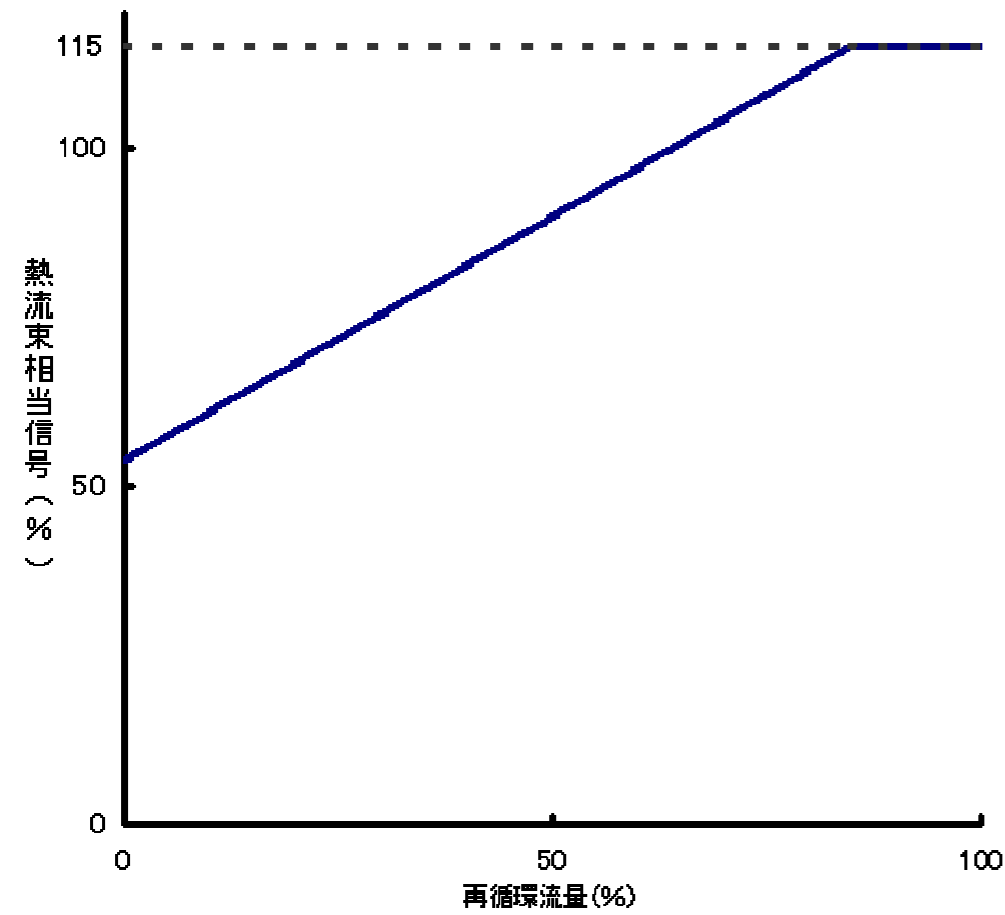
変更前

変更後

備考

図27(1)  
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕

図27(1)  
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕



(注) 熱流束相当信号は, 再循環流量  $W_d$  (%) に対して,  $[0.72W_d + 54]$  により設定する。  
ただし, 最大値は [115] とする。

(注) 熱流束相当信号は, 再循環流量  $W_d$  (%) に対して,  $[0.72W_d + 54]$  により設定する。  
ただし, 最大値は [115] とする。



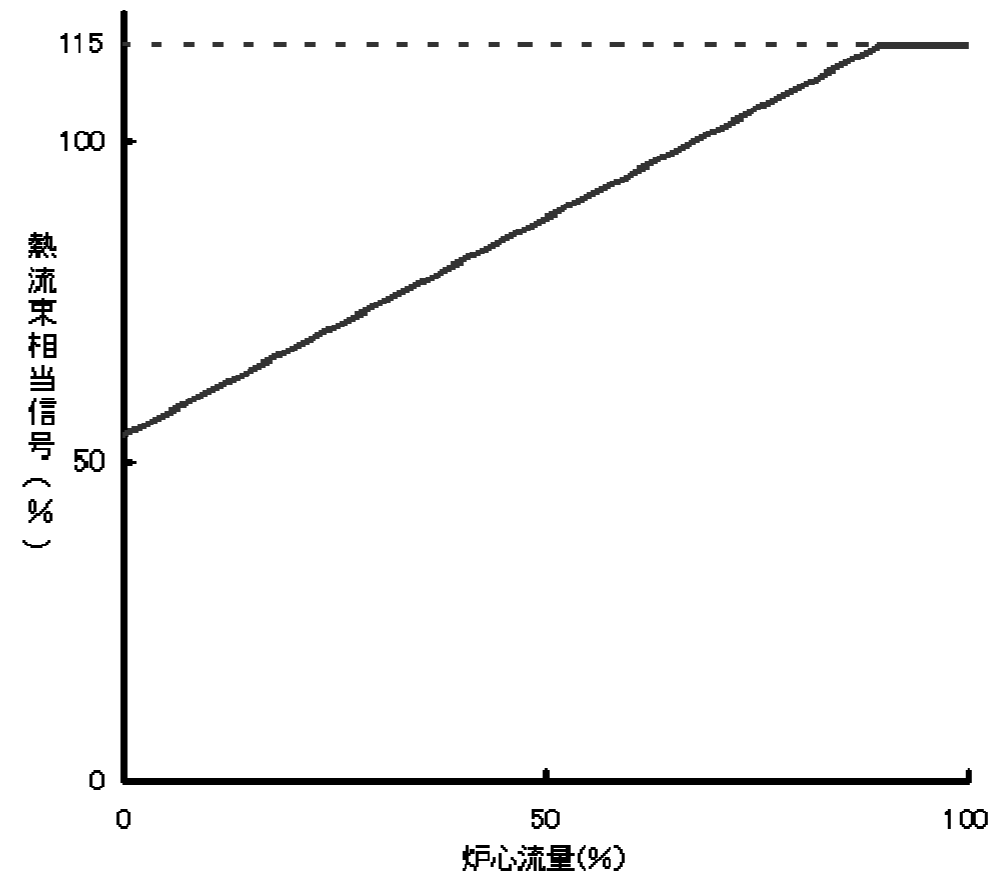
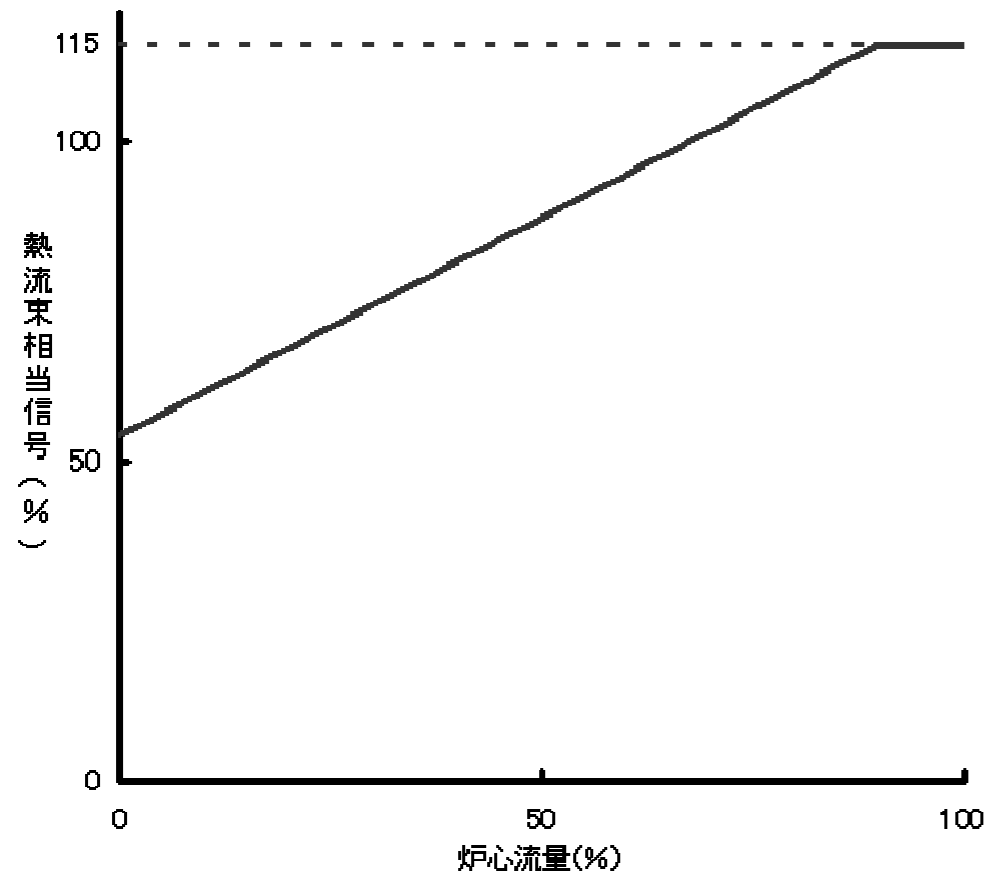
変更前

変更後

備考

図27(1)  
〔6号炉及び7号炉〕

図27(1)  
〔6号炉及び7号炉〕



(注) 熱流束相当信号は、炉心流量 W (%) に対して、 $[0.68W + 54]$ により設定する。  
ただし、最大値は [115] とする。

(注) 熱流束相当信号は、炉心流量 W (%) に対して、 $[0.68W + 54]$ により設定する。  
ただし、最大値は [115] とする。

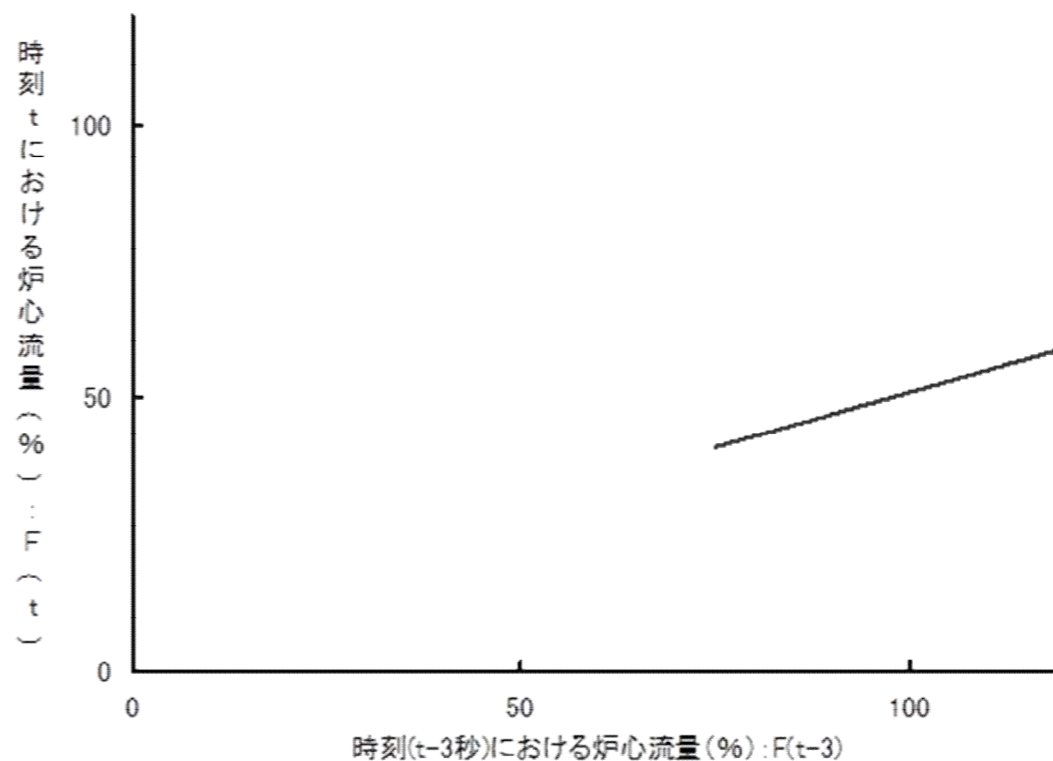
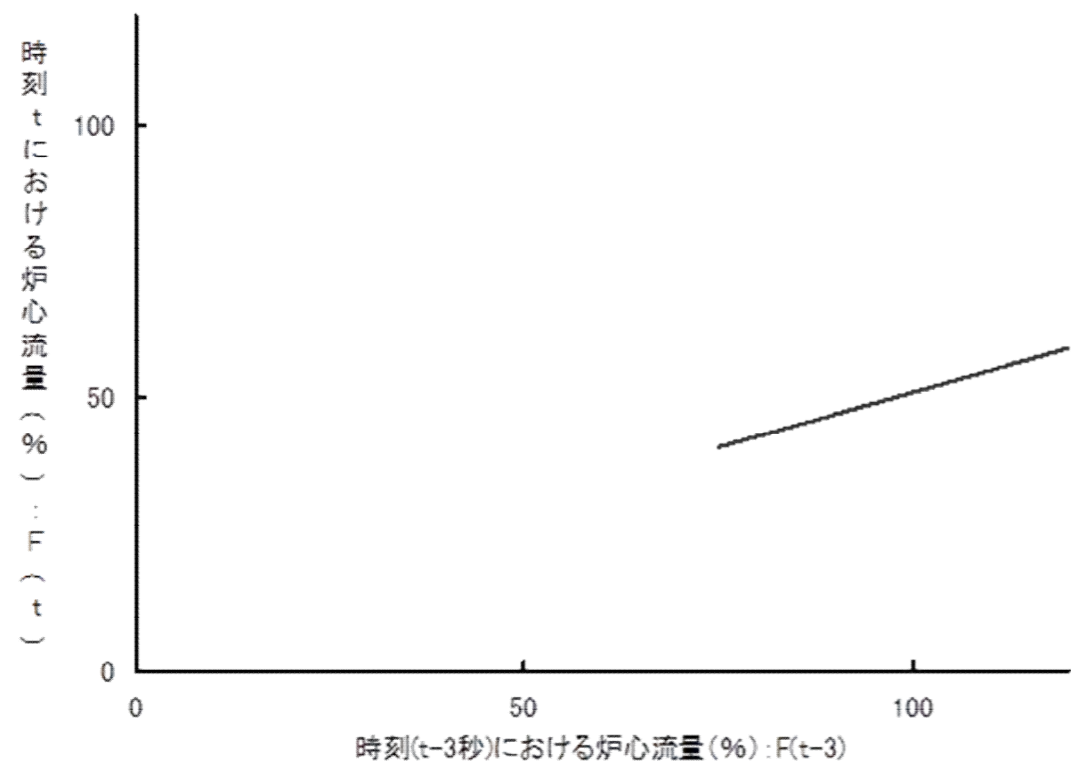
変更前

変更後

備考

図27(2)  
〔6号炉及び7号炉〕

図27(2)  
〔6号炉及び7号炉〕



(注) 炉心流量急減信号は、時刻 t における炉心流量  $F(t)$  (%) と、時刻 t-3 における炉心流量  $F(t-3)$  (%) に対し、  
 $F(t) = \{0.4 F(t-3) + 11\}$  により設定する。  
 ただし、原子炉熱出力の75%相当以上で運転しているとき。

(注) 炉心流量急減信号は、時刻 t における炉心流量  $F(t)$  (%) と、時刻 t-3 における炉心流量  $F(t-3)$  (%) に対し、  
 $F(t) = \{0.4 F(t-3) + 11\}$  により設定する。  
 ただし、原子炉熱出力の75%相当以上で運転しているとき。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																																																																																																																						
<p>表27-3 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(1) 片トリップ系において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。</p> <p>(2) 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか、又はいずれかの片トリップ系をトリップする。</p> <p>(3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能な場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。</p> <p>(4) (1), (2) 又は (3) の措置を完了できない場合は、表27-3-1の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>〔1号炉〕</p> <p>表27-3-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短</td> <td>起動</td> <td rowspan="2">4<sup>*2</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>高温停止<sup>*1</sup> 冷温停止<sup>*1</sup> 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td>A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">b. 機器動作不能</td> <td>起動</td> <td rowspan="2">4<sup>*2</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>高温停止<sup>*1</sup> 冷温停止<sup>*1</sup> 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td>A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当</td> <td>起動</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>b. 機器動作不能</td> <td>運転, 起動</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉圧力高</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉水位低(レベル3)</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>5. 主蒸気隔離弁閉</td> <td>運転</td> <td>8</td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>6. ドライウェル圧力高</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>		要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間	b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	4. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間	6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	<p>表27-3 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(1) 片トリップ系において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。</p> <p>(2) 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか、又はいずれかの片トリップ系をトリップする。</p> <p>(3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能な場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。</p> <p>(4) (1), (2) 又は (3) の措置を完了できない場合は、表27-3-1の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>〔1号炉〕</p> <p>表27-3-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短</td> <td>起動</td> <td rowspan="2">4<sup>*2</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>高温停止<sup>*1</sup> 冷温停止<sup>*1</sup> 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td>A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">b. 機器動作不能</td> <td>起動</td> <td rowspan="2">4<sup>*2</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>高温停止<sup>*1</sup> 冷温停止<sup>*1</sup> 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td>A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当</td> <td>起動</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>運転</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>b. 機器動作不能</td> <td>運転, 起動</td> <td>3<sup>*3</sup></td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉圧力高</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉水位低(レベル3)</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>5. 主蒸気隔離弁閉</td> <td>運転</td> <td>8</td> <td>A1. 起動にする。</td> <td>12時間</td> </tr> <tr> <td>6. ドライウェル圧力高</td> <td>運転, 起動</td> <td>2</td> <td>A1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>		要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間	b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間	3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	4. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間	6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間																																																																																																																						
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに																																																																																																																						
b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに																																																																																																																						
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
4. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間																																																																																																																						
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期(ペリオド)短	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに																																																																																																																						
b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに																																																																																																																						
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高(a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
4. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間																																																																																																																						
6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間																																																																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	
7. スクラムディスチャージボリューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	7. スクラムディスチャージボリューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。		速やかに		
8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	
	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上		A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間		A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。		8時間		
10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	
11. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-3-1(2)のとおり〕	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間	11. 地震加速度大  〔センサ設置箇所については付表27-3-1(2)のとおり〕	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。		速やかに		
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	1※4	A1. 高温停止にする。	24時間	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	1※4	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。		速やかに		
13. スクラム回路	運転, 起動	2※5	A1. 高温停止にする。	24時間	13. スクラム回路	運転, 起動	2※5	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1	(自動スクラム) 1※5 (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1	(自動スクラム) 1※5 (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は2とする。

※4：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

※5：片系における論理の数を指す。

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は2とする。

※4：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

※5：片系における論理の数を指す。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前				変 更 後				備 考
付表27-3-1(1)				付表27-3-1(1)				
号 炉	原子炉熱出力			号 炉	原子炉熱出力			
1号炉	30%相当			1号炉	30%相当			
付表27-3-1(2)				付表27-3-1(2)				
号 炉	センサ設置箇所			号 炉	センサ設置箇所			
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直		最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直	
1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	1号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 表27-3-1					〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 表27-3-1					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	
1. 中間領域モニタ a. 中性子束高	起 動	4※2	A1. 高温停止にする。	24時間	1. 中間領域モニタ a. 中性子束高	起 動	4※2	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。		速やかに		
b. 機器動作不能	起 動	4※2	A1. 高温停止にする。	24時間	b. 機器動作不能	起 動	4※2	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。		速やかに		
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	起 動	3※3	A1. 高温停止にする。	24時間	2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	起 動	3※3	A1. 高温停止にする。	24時間	
	運 転	3※3	A1. 起動にする。	12時間		運 転	3※3	A1. 起動にする。	12時間	
(b) 熱流束相当	運 転	3※3	A1. 起動にする。	12時間	(b) 熱流束相当	運 転	3※3	A1. 起動にする。	12時間	
b. 機器動作不能	運 転, 起 動	3※3	A1. 高温停止にする。	24時間	b. 機器動作不能	運 転, 起 動	3※3	A1. 高温停止にする。	24時間	
3. 原子炉圧力高	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	3. 原子炉圧力高	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	
4. 原子炉水位低 (レベル3)	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	4. 原子炉水位低 (レベル3)	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	
5. 主蒸気隔離弁閉	運 転	8	A1. 起動にする。	12時間	5. 主蒸気隔離弁閉	運 転	8	A1. 起動にする。	12時間	
6. ドライウェル圧力高	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	6. ドライウェル圧力高	運 転, 起 動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)	要求される措置	完了時間	
7. スクラムディスチャージボリューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	7. スクラムディスチャージボリューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上	4	A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間	
	原子炉熱出力が付表27-3-1(1)で定める値以上		A1. 原子炉熱出力を付表27-3-1(1)で定める値未満にする。	8時間						
10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	
11. 地震加速度大 (センサ設置箇所については付表27-3-1(2)のとおり)	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間	11. 地震加速度大 (センサ設置箇所については付表27-3-1(2)のとおり)	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	1※4	A1. 高温停止にする。	24時間	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	1※4	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
13. スクラム回路	運転, 起動	2※5	A1. 高温停止にする。	24時間	13. スクラム回路	運転, 起動	2※5	A1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1	(自動スクラム) 1※5 (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1	(自動スクラム) 1※5 (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は2とする。

※4：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

※5：片系における論理の数を指す。

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数(片トリップ系)は2とする。

※4：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

※5：片系における論理の数を指す。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前		変 更 後				備 考		
付表 27-3-1 (1)		付表 27-3-1 (1)						
号 炉	原子炉熱出力	号 炉	原子炉熱出力					
2号炉及び5号炉	45%相当	2号炉及び5号炉	45%相当					
3号炉及び4号炉	40%相当	3号炉及び4号炉	40%相当					
付表 27-3-1 (2)		付表 27-3-1 (2)						
号 炉	センサ設置箇所			号 炉	センサ設置箇所			
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直		最地下階床水平		中間階床水平	最地下階床鉛直
2号炉, 3号炉 及び4号炉	地下5階床水平	2階床水平	地下5階床鉛直	2号炉, 3号炉 及び4号炉	地下5階床水平		2階床水平	地下5階床鉛直
5号炉	地下4階床水平	3階床水平	地下4階床鉛直	5号炉	地下4階床水平		3階床水平	地下4階床鉛直



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考																																														
<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-1(1)-Aの措置を講じる。表27-3-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-1(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉を自動停止させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-1(1)-A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  1時間</td> </tr> </tbody> </table>				要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間	<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-1(1)-Aの措置を講じる。表27-3-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-1(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉を自動停止させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-1(1)-A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  1時間</td> </tr> </tbody> </table>				要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																			
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。	速やかに																																																			
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																			
		及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。	6時間																																																			
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																			
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																				
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																				
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間																																																				
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																			
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1*2*3。	速やかに																																																			
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																			
		及び B2. 他の区分をバイパスする*1*2*3。	6時間																																																			
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																			
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																				
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																				
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考		
要素	条件	要求される措置	完了時間	要素	条件	要求される措置	完了時間			
論理チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	論理チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに			
	B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの論理チャンネルをトリップする。	3時間		B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの論理チャンネルをトリップする。	3時間		3時間	
		B2. 他の論理チャンネルをバイパスする。	6時間			B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合	B2. 他の論理チャンネルをバイパスする。		6時間	6時間
		B3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間				B. 2つの論理チャンネルが動作不能の場合		B3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
C. 3つの論理チャンネルが動作不能の場合	C1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 C2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	出力チャンネル	C. 3つの論理チャンネルが動作不能の場合	C1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 C2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間				
D. 4つの論理チャンネルが動作不能の場合	D1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 D2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間		出力チャンネル	D. 4つの論理チャンネルが動作不能の場合	D1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 D2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間			
出力チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該出力チャンネルをトリップする。			6時間	出力チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが動作不能の場合		A1. 当該出力チャンネルをトリップする。	6時間
	B. 2つの出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 1つの出力チャンネルをトリップする。 B2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。			1時間 10日間		B. 2つの出力チャンネルが動作不能の場合		B1. 1つの出力チャンネルをトリップする。 B2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 10日間
	C. 3つ以上の出力チャンネルが動作不能の場合	C1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間		B. 2つの出力チャンネルが動作不能の場合				C1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
原子炉モードスイッチ「停止」位置	A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	原子炉モードスイッチ「停止」位置		A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。		1時間	
手動	A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 当該チャンネルをトリップする。 A2. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 30日間	手動	A. 1つ以上のチャンネルが動作不能の場合	A1. 当該チャンネルをトリップする。 A2. 動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 30日間			

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。  
 ※2：起動領域モニタ及び平均出力領域モニタにおいては各モニタのバイパススイッチでチャンネルをバイパスする。  
 ※3：「主蒸気隔離弁閉」及び「主蒸気止め弁閉」要素については、主蒸気ライン閉トリップバイパススイッチ又はセンサチャンネルにてバイパスを行う。

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。  
 ※2：起動領域モニタ及び平均出力領域モニタにおいては各モニタのバイパススイッチでチャンネルをバイパスする。  
 ※3：「主蒸気隔離弁閉」及び「主蒸気止め弁閉」要素については、主蒸気ライン閉トリップバイパススイッチ又はセンサチャンネルにてバイパスを行う。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考		
表27-3-1(2)-A					表27-3-1(2)-A					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）		
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間		記載の適正化	
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期短	起動※1	10※3	A1. 高温停止にする。	24時間	1. 起動領域モニタ※1 a. 原子炉周期短	起動※2	10※4	A1. 高温停止にする。	24時間			
	高温停止※1※2 冷温停止※1※2 燃料交換※1※2		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※2※3 冷温停止※2※3 燃料交換※2※3		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに			
b. 機器動作不能	起動	10※3	A1. 高温停止にする。	24時間	b. 機器動作不能	起動	10※4	A1. 高温停止にする。	24時間			記載の適正化
	高温停止※1※2 冷温停止※1※2 燃料交換※1※2		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※2※3 冷温停止※2※3 燃料交換※2※3		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに			
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	起動	4※4	A1. 高温停止にする。	24時間	2. 平均出力領域モニタ※1 a. 中性子束高 (a) 中性子束	起動	4※5	A1. 高温停止にする。	24時間			原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	運転		A1. 起動にする。	12時間		運転		A1. 起動にする。	12時間			
	(b) 熱流束相当		運転	A1. 起動にする。		12時間		(b) 熱流束相当	運転			
b. 機器動作不能	運転, 起動	4※4	A1. 高温停止にする。	24時間	b. 機器動作不能	運転, 起動	4※5	A1. 高温停止にする。	24時間			記載の適正化
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	3. 原子炉圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間			記載の適正化
4. 炉心流量急減	原子炉熱出力が75%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を75%未満にする。	4時間	4. 炉心流量急減	原子炉熱出力が75%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を75%未満にする。	4時間			
5. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	5. 原子炉水位低(レベル3)	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間			
6. 主蒸気隔離弁閉	運転	8※5	A1. 起動にする。	12時間	6. 主蒸気隔離弁閉	運転	8※6	A1. 起動にする。	12時間			
7. ドライウェル圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	7. ドライウェル圧力高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間			
8. 制御棒駆動機構充てん水圧力低	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	8. 制御棒駆動機構充てん水圧力低	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間			
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに			
9. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4※6	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	9. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4※7	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	記載の適正化		
10. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	10. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間			
	b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。		8時間	b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	
11. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	11. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	
12. 地震加速度大 〔センサ設置箇所については付表27-3-1-Aのとおり〕	運転, 起動	12※7	A 1. 高温停止にする。	24時間	12. 地震加速度大 〔センサ設置箇所については付表27-3-1-Aのとおり〕	運転, 起動	12※8	A 1. 高温停止にする。	24時間	記載の適正化
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	2※8	A 1. 高温停止にする。	24時間	13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	2※9	A 1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
14. 手動	運転, 起動	2	A 1. 高温停止にする。	24時間	14. 手動	運転, 起動	2	A 1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	
15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転, 起動	4	A 1. 高温停止にする。	24時間	15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転, 起動	4	A 1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	

※1：計数領域を除く。  
 ※2：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。  
 ※3：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。  
 ・バイパスグループⅠ：3  
 ・バイパスグループⅡ：2  
 ・バイパスグループⅢ：2  
 ※4：モニタのバイパススイッチにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※5：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。  
 ※6：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※7：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は9とする。  
 ※8：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

付表27-3-1-A

号炉	センサ設置箇所		
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直
6号炉及び7号炉	地下3階床水平	3階床水平	地下3階床鉛直

※1：7号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。  
 ※2：計数領域を除く。  
 ※3：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。  
 ※4：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。  
 ・バイパスグループⅠ：3  
 ・バイパスグループⅡ：2  
 ・バイパスグループⅢ：2  
 ※5：モニタのバイパススイッチにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※6：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。  
 ※7：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※8：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は9とする。  
 ※9：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

付表27-3-1-A

号炉	センサ設置箇所		
	最地下階床水平	中間階床水平	最地下階床鉛直
6号炉及び7号炉	地下3階床水平	3階床水平	地下3階床鉛直

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考	
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 2. 起動領域モニタ計装〔1号炉〕及び中性子源領域モニタ計装〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-2の要求される措置を完了時間内に講じる。						[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 2. 起動領域モニタ計装〔1号炉〕及び中性子源領域モニタ計装〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-2の要求される措置を完了時間内に講じる。							
[1号] 表27-3-2						[1号炉] 表27-3-2							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	記載の適正化	
起動領域モニタ	起動※1	8※2	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復旧させる。 又は A 2. 制御棒引抜操作を中止する。	4時間 速やかに	起動※1	起動※1	8※2	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復旧させる。 又は A 2. 制御棒引抜操作を中止する。	4時間 速やかに		
			B. 動作不能なチャンネルが6つの場合	B 1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに				B. 動作不能なチャンネルが6つの場合	B 1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに		
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間		
起動領域モニタ	高温停止 冷温停止	2※3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A 2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間 1時間	起動領域モニタ	高温停止 冷温停止	2※3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A 2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間 1時間		
			炉心変更が実施されていない場合	2※3, ※4	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合				A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに	炉心変更が実施されていない場合		2※3※4
燃料交換	炉心変更が実施されている場合	2※4, ※5	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに	燃料交換	炉心変更が実施されている場合	2※4※5	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに		記載の適正化
※1：中性子源領域である場合。 ※2：8チャンネルのうち, 2チャンネルバイパス(片トリップで1チャンネル)可能な設備のため, 2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。 ※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。 ※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合, 当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。 ※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。						※1：中性子源領域である場合。 ※2：8チャンネルのうち, 2チャンネルバイパス(片トリップで1チャンネル)可能な設備のため, 2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。 ※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。 ※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合, 当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。 ※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 表27-3-2						〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 表27-3-2						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
中性子源領域モニタ	起 動 <sup>※1</sup>	4 <sup>※2</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 中性子源領域モニタを動作可能な状態に復旧させる。 又は A 2. 中間領域モニタにて監視を行う。	4時間  速やかに	起 動 <sup>※1</sup>		4 <sup>※2</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 中性子源領域モニタを動作可能な状態に復旧させる。 又は A 2. 中間領域モニタにて監視を行う。	4時間  速やかに	
			B. 動作不能なチャンネルが3つの場合	B 1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに				B. 動作不能なチャンネルが3つの場合	B 1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	
	高温停止 冷温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A 2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間  1時間	高温停止 冷温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A 2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間  1時間		
			A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合	A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに			A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合	A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに		
	燃料交換	炉心変更が実施されていない場合	2 <sup>※3</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合	A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに	燃料交換	炉心変更が実施されている場合	2 <sup>※3※4</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合	A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに
A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合				A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合 及び 動作不能な中性子源領域モニタが存在する1/4炉心において中間領域モニタが動作不能の場合				A 1. 制御棒挿入又は燃料取出し以外の炉心変更を中止する。 及び A 2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに	

※1：中間領域モニタがレンジ2以下である場合。  
 ※2：1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※3：中性子源領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該中性子源領域モニタが動作可能であることを要求されない。  
 ※4：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

※1：中間領域モニタがレンジ2以下である場合。  
 ※2：1チャンネルバイパス可能な設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は3とする。  
 ※3：中性子源領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該中性子源領域モニタが動作可能であることを要求されない。  
 ※4：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

記載の適正化

変更前						変更後						備考		
[6号炉及び7号炉] 2. 起動領域モニタ計装 起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-2-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。						[6号炉及び7号炉] 2. 起動領域モニタ計装 起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-2-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。						記載の適正化		
表27-3-2-A						表27-3-2-A							記載の適正化	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間			
起動領域モニタ	起動 <sup>※1</sup>	10 <sup>※2</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 高温停止にする。	24時間	起動領域モニタ	起動 <sup>※1</sup>	10 <sup>※2</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 高温停止にする。	24時間			
	高温停止 冷温停止	2 <sup>※3</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間 1時間		高温停止 冷温停止	2 <sup>※3</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行なってはならない。	1時間 1時間			
	燃料交換	炉心変更が実施されていない場合	2 <sup>※3, ※4</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。		速やかに	燃料交換	炉心変更が実施されていない場合	2 <sup>※3※4</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに	
		炉心変更が実施されている場合	2 <sup>※4, ※5</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入又は燃料取り出し以外の炉心変更を中止する。 及び A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。		速やかに 速やかに		炉心変更が実施されている場合	2 <sup>※4※5</sup>	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入又は燃料取り出し以外の炉心変更を中止する。 及び A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに 速やかに	
※1：計数領域の場合に適用する。 ※2：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。 ・バイパスグループⅠ：3 ・バイパスグループⅡ：2 ・バイパスグループⅢ：2 ※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。 ※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。 ※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。						※1：計数領域の場合に適用する。 ※2：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は次のとおり。 ・バイパスグループⅠ：3 ・バイパスグループⅡ：2 ・バイパスグループⅢ：2 ※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。 ※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。 ※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, 表27-3-3-1の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 低圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, 表27-3-3-1の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 低圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						
表27-3-3-1						表27-3-3-1						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 注入隔離弁両側差圧低(注入可)	運転起動 高温停止	1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	3. 注入隔離弁両側差圧低(注入可)	運転起動 高温停止	1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
<p>(2) 低圧注水系計装</p> <p>低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-2の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎のポンプ及び弁を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>						<p>(2) 低圧注水系計装</p> <p>低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-2の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎のポンプ及び弁を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>						
表27-3-3-2						表27-3-3-2						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎 <sup>※1</sup> )	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎 <sup>※1</sup> )	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	2. ドライウェル圧力高	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 注入隔離弁両側差圧低(注入可)	運転起動高温停止	1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	3. 注入隔離弁両側差圧低(注入可)	運転起動高温停止	1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
※1：系列毎とは、低圧注水系においては、A系、B系、C系をいう。						※1：系列毎とは、低圧注水系においては、A系、B系、C系をいう。						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考	
<p>(3) 高圧炉心スプレイ系計装</p> <p>高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-3の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>						<p>(3) 高圧炉心スプレイ系計装</p> <p>高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-3の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>							
表27-3-3-3						表27-3-3-3							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間		
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転起動高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転起動高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間		
				又は	A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。				24時間	又は	A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。	24時間	
				又は	A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。				24時間	又は	A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間	
			B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間				B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間		
				又は	B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間				又は	B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間	
				又は	B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間				又は	B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間	
			C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間				C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間				B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間	
			C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間				C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	

変更前						変更後						備考																																																
<p>(4) 自動減圧系計装 自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-4の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理<sup>*1</sup>毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-3-4</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉水位異常低(レベル1)</td> <td rowspan="2">運転 起動<sup>*2</sup> 高温停止<sup>*2</sup></td> <td rowspan="2">2</td> <td>A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合</td> <td>A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間</td> </tr> <tr> <td>B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. ドライウェル圧力高</td> <td rowspan="2">運転 起動<sup>*2</sup> 高温停止<sup>*2</sup></td> <td rowspan="2">2</td> <td>A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合</td> <td>A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間</td> </tr> <tr> <td>B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	<p>(4) 自動減圧系計装 自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、表27-3-3-4の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理<sup>*1</sup>毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-3-4</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉水位異常低(レベル1)</td> <td rowspan="2">運転 起動<sup>*2</sup> 高温停止<sup>*2</sup></td> <td rowspan="2">2</td> <td>A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合</td> <td>A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間</td> </tr> <tr> <td>B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. ドライウェル圧力高</td> <td rowspan="2">運転 起動<sup>*2</sup> 高温停止<sup>*2</sup></td> <td rowspan="2">2</td> <td>A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合</td> <td>A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間</td> </tr> <tr> <td>B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間																																																							
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間																																																							
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間																																																							
2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間																																																							
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間																																																							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間																																																							
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間																																																							
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間																																																							
2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし、高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間																																																							
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
3. 自動減圧系始動タイマ	運転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A 1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	3. 自動減圧系始動タイマ	運転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A 1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
4. 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	運転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	A. 片方の論理が動作不能の場合	A 1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	4. 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	運転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	A. 片方の論理が動作不能の場合	A 1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	

※1：本条における論理とは、当該系統・設備を作動させるためのセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合に適用する。

※3：自動減圧系A系は低压炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系2チャンネルをいい、自動減圧系B系は残留熱除去系4チャンネルをいう。

※1：本条における論理とは、当該系統・設備を作動させるためのセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合に適用する。

※3：自動減圧系A系は低压炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系2チャンネルをいい、自動減圧系B系は残留熱除去系4チャンネルをいう。

変 更 前				変 更 後				備 考	
<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>3. 非常用炉心冷却系計装</p> <p>非常用炉心冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-3(1)-A又は表27-3-3(3)-Aの措置を講じる。表27-3-3(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-3(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、非常用炉心冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>				<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>3. 非常用炉心冷却系計装</p> <p>非常用炉心冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-3(1)-A又は表27-3-3(3)-Aの措置を講じる。表27-3-3(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-3(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、非常用炉心冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>					
表27-3-3(1)-A				表27-3-3(1)-A					
要素	条件	要求される措置	完了時間	要素	条件	要求される措置	完了時間		
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに		
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間		B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B 2. 他の区分をバイパスする*1。 及び B 3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	3時間	
		6時間	30日間				6時間	30日間	
		6時間	速やかに				6時間	速やかに	
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C 2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C 2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに	6時間			
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D 2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D 1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D 2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに	1時間			
※1: 区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。				※1: 区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
表27-3-3(2)-A (a) 低圧注水系計装					表27-3-3(2)-A (a) 低圧注水系計装					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1）※1	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 原子炉圧力低（注入可）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	3. 原子炉圧力低（注入可）※2	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、C、Fは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-3-1及び表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、B、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p>					
(b) 高圧炉心注水系計装					(b) 高圧炉心注水系計装					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）※1	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A 1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p>					
(c) 原子炉隔離時冷却系計装					(c) 原子炉隔離時冷却系計装					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）	運転起動※1 高温停止※1	4	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）※1	運転起動※2 高温停止※2	4	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動※1 高温停止※1	4	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転起動※2 高温停止※2	4	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。</p>					
※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。					
					※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
(d) 自動減圧系計装					(d) 自動減圧系計装					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更） 記載の適正化  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低 (レベル1) <sup>※1</sup>	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4	A 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	2. ドライウェル圧力高	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4	A 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
<sup>※1</sup> : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					<sup>※1</sup> : 7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA, C, Fは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-3-1及び表66-13-1)の運転上の制限も確認する。 <sup>※2</sup> : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表 27-3-3 (3) -A						表 27-3-3 (3) -A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 低圧注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2 [系列毎]*1	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	1. 低圧注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2 [系列毎]*1	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
2. 高圧炉心注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2 [系列毎]*1	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	2. 高圧炉心注水系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2 [系列毎]*1	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該高圧注水系を動作不能とみなす。	1時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該高圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
3. 原子炉隔離時冷却系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	3. 原子炉隔離時冷却系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	
4. 自動減圧系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	4 <sup>*3</sup>	A. 片系の論理出力チャンネルの1つが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	4. 自動減圧系 (論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	4 <sup>*3</sup>	A. 片系の論理出力チャンネルの1つが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置 (当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 片系の論理出力チャンネルの2つが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 又は 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間				B. 片系の論理出力チャンネルの2つが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 又は 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間	
			C. 両系の論理出力チャンネルが動作不能の場合 又は 条件A又はBで要求される措置を満足できない場合	C 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				C. 両系の論理出力チャンネルが動作不能の場合 又は 条件A又はBで要求される措置を満足できない場合	C 1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
5. 自動減圧系 高圧炉心注水系ポンプ吐出 圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力高	運 転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	高圧炉心注水系：2 又は 残留熱除去系：3	A. 片トリップ系1つが動作不能 <sup>※4</sup> の場合	A1. 片トリップ系を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 又は 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間	5. 自動減圧系 高圧炉心注水系ポンプ吐出 圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力高	運 転 起 動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	高圧炉心注水系：2 又は 残留熱除去系：3	A. 片トリップ系1つが動作不能 <sup>※4</sup> の場合	A1. 片トリップ系を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし、高圧炉心注水系1系列の動作不能を発見した場合は、7日間 又は 高圧炉心注水系2系列の動作不能を発見した場合は、3日間	
			B. 両トリップ系が動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両トリップ系が動作不能の場合 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	

※1：系列毎とは、低圧注水系においては、A系、B系、C系をいう。また、高圧炉心注水系においては、B系、C系をいう。

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

※3：片系の論理出力チャンネル数は2とする。

※4：片トリップ系の1つが動作不能とは、自動減圧系起動信号(A)若しくは(B)系に係る高圧炉心注水系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高に関する要素が動作不能の場合をいう。

※1：系列毎とは、低圧注水系においては、A系、B系、C系をいう。また、高圧炉心注水系においては、B系、C系をいう。

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

※3：片系の論理出力チャンネル数は2とする。

※4：片トリップ系の1つが動作不能とは、自動減圧系起動信号(A)若しくは(B)系に係る高圧炉心注水系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高に関する要素が動作不能の場合をいう。

変更前		変更後		備考
<p>4. 格納容器隔離系計装 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (1) 主蒸気隔離弁計装 主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて次の措置を講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 主蒸気隔離弁を隔離するためのすべてのチャンネル数をいう。 (A) 片トリップ系において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は, 24時間以内に動作可能な状態に復旧し, 復旧できない場合は, 動作不能なチャンネルをトリップするか, 又は当該トリップ系をトリップする。 (B) 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は, 12時間以内に動作可能な状態に復旧し, 復旧できない場合は, いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。 (C) 片トリップ系において, 同一要素によるトリップ機能を維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能な場合は, 1時間以内に当該トリップ系を復旧するか, トリップする。 (D) (A), (B) 又は (C) の措置を完了できない場合は, 表27-3-4-1の要求される措置を完了時間内に講じる。</p>		<p>4. 格納容器隔離系計装 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (1) 主蒸気隔離弁計装 主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて次の措置を講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 主蒸気隔離弁を隔離するためのすべてのチャンネル数をいう。 (A) 片トリップ系において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は, 24時間以内に動作可能な状態に復旧し, 復旧できない場合は, 動作不能なチャンネルをトリップするか, 又は当該トリップ系をトリップする。 (B) 両トリップ系において動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は, 12時間以内に動作可能な状態に復旧し, 復旧できない場合は, いずれかの片トリップ系における動作不能なチャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。 (C) 片トリップ系において, 同一要素によるトリップ機能を維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能な場合は, 1時間以内に当該トリップ系を復旧するか, トリップする。 (D) (A), (B) 又は (C) の措置を完了できない場合は, 表27-3-4-1の要求される措置を完了時間内に講じる。</p>		
表27-3-4-1		表27-3-4-1		
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	40(温度) 4(差温度)	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	40(温度) 4(差温度)	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考										
<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>(1) 主蒸気隔離弁計装</p> <p>主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-1(1)-Aの措置を講じる。表27-3-4-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-1(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離するためのすべてのチャンネル数をいう。</p>				<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>(1) 主蒸気隔離弁計装</p> <p>主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-1(1)-Aの措置を講じる。表27-3-4-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-1(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離するためのすべてのチャンネル数をいう。</p>														
表27-3-4-1(1)-A				表27-3-4-1(1)-A														
要素	条件	要求される措置	完了時間	要素	条件	要求される措置	完了時間											
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに											
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間		B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	及び	B2. 他の区分をバイパスする*1。	6時間	及び	B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間						
		C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。										速やかに	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	及び	C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間
			D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合										D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前				変 更 後				備 考		
要素	条 件	要求される措置	完了時間	要素	条 件	要求される措置	完了時間			
論理 チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが 動作不能の場合	A 1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復 旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイ パスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	論理 チャンネル	A. 1つの論理チャンネルが 動作不能の場合	A 1. 当該論理チャンネルを動作可能な状態に復 旧する措置（当該区分の論理チャンネルをバイ パスする操作を含む。）を開始する。	速やかに			
	B. 2つの論理チャンネルが 動作不能の場合	B 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。	3時間		B. 2つの論理チャンネルが 動作不能の場合	B 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。	3時間		B 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 及び B 2. 他の論理チャンネルをバイパスする。 及び B 3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30日間
		B 2. 他の論理チャンネルをバイパスする。	6時間			B 2. 他の論理チャンネルをバイパスする。	6時間			
		B 3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30日間			B 3. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30日間			
C. 3つの論理チャンネルが 動作不能の場合	C 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 及び C 2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	速やかに 6時間	C. 3つの論理チャンネルが 動作不能の場合	C 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 及び C 2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	速やかに 6時間					
D. 4つの論理チャンネルが 動作不能の場合	D 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 及び D 2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	速やかに 1時間		D. 4つの論理チャンネルが 動作不能の場合	D 1. 1つの論理チャンネルをトリップする。 及び D 2. 少なくとも1つの論理チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	速やかに 1時間				
出力 チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが 動作不能の場合	A 1. 当該出力チャンネルをトリップする。	6時間		出力 チャンネル	A. 1つの出力チャンネルが 動作不能の場合	A 1. 当該出力チャンネルをトリップする。	6時間		
	B. 2つの出力チャンネルが 動作不能の場合	B 1. 1つの出力チャンネルをトリップする。	1時間	B. 2つの出力チャンネルが 動作不能の場合		B 1. 1つの出力チャンネルをトリップする。 及び B 2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネル を動作可能な状態に復旧する。	1時間 10日間			
		B 2. 少なくとも1つの動作不能の出力チャンネル を動作可能な状態に復旧する。	10日間			C 1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネル を動作可能な状態に復旧する。	1時間			
C. 3つ以上の出力チャンネ ルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネル を動作可能な状態に復旧する。	1時間	C. 3つ以上の出力チャンネ ルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも2つの動作不能の出力チャンネル を動作可能な状態に復旧する。	1時間					

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

※1：区分（センサチャンネル）をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
表27-3-4-1(2)-A					表27-3-4-1(2)-A					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化  記載の適正化  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化  記載の適正化
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1.5） <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 <sup>※1</sup>	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 <sup>※2</sup>	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20 <sup>※2</sup>	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20 <sup>※3</sup>	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間	5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間	
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
7. 主蒸気隔離弁自動隔離 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	7. 主蒸気隔離弁自動隔離 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
<sup>※1</sup> ：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。 <sup>※2</sup> ：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。					<sup>※1</sup> ：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、 <u>第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</u> <sup>※2</sup> ：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。 <sup>※3</sup> ：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (2) 格納容器隔離系計装 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。 (A) 内側隔離論理又は外側隔離論理において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(レベル3)」又は「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。 (B) 内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに同一の要素の動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合、又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。 (C) (A) 又は (B) の措置を完了できない場合は、表27-3-4-2の要求される措置を完了時間内に講じる。					[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (2) 格納容器隔離系計装 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。 (A) 内側隔離論理又は外側隔離論理において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(レベル3)」又は「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該トリップ系をトリップする。 (B) 内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに同一の要素の動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合、又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。 (C) (A) 又は (B) の措置を完了できない場合は、表27-3-4-2の要求される措置を完了時間内に講じる。					
表27-3-4-2					表27-3-4-2					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12時間 12時間	e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12時間 12時間	
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 起動にする。	12時間				又は A2. 起動にする。	12時間	
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低  〔原子炉水位については付表27-3-4-2のとおり〕	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低  〔原子炉水位については付表27-3-4-2のとおり〕	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
b. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	b. ドライウェル圧力高	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
c. 原子炉建屋換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	c. 原子炉建屋換気空調系 排気放射能高 <sup>*1</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
d. 燃料取替エリア排気 放射能高 <sup>*1</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	d. 燃料取替エリア排気 放射能高 <sup>*1</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
b. ドライウェル圧力高 <sup>*2</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	b. ドライウェル圧力高 <sup>*2</sup>	運転起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：3号炉及び4号炉の停止時冷却モード対象弁については、対象外。					※1：高線量当量率物品の移動時を除く。 ※2：3号炉及び4号炉の停止時冷却モード対象弁については、対象外。					
付表27-3-4-2					付表27-3-4-2					
号 炉		原子炉水位			号 炉		原子炉水位			
1号炉, 2号炉及び5号炉		原子炉水位低(レベル3)			1号炉, 2号炉及び5号炉		原子炉水位低(レベル3)			
3号炉及び4号炉		原子炉水位異常低(レベル2)			3号炉及び4号炉		原子炉水位異常低(レベル2)			

変更前				変更後				備考																																														
<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>(2) 格納容器隔離系計装</p> <p>主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-2(1)-A又は表27-3-4-2(3)-Aの措置を講じる。表27-3-4-2(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-2(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-4-2(1)-A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする*1。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  1時間</td> </tr> </tbody> </table>				要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする*1。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間	<p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>(2) 格納容器隔離系計装</p> <p>主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-2(1)-A又は表27-3-4-2(3)-Aの措置を講じる。表27-3-4-2(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-2(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-4-2(1)-A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする*1。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  1時間</td> </tr> </tbody> </table>				要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする*1。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																			
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに																																																			
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																			
		及び B2. 他の区分をバイパスする*1。	6時間																																																			
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																			
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																				
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																				
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間																																																				
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																			
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する*1。	速やかに																																																			
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																			
		及び B2. 他の区分をバイパスする*1。	6時間																																																			
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																			
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																				
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																				
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  1時間																																																				
<p>※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>				<p>※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
表27-3-4-2(2)-A					表27-3-4-2(2)-A					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化  記載の適正化  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化  記載の適正化
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル1.5) ※1	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 1 高温停止にする。 及び	24時間				A2. 1. 高温停止にする。 及び	24時間	
			A2. 2 冷温停止にする。	36時間				A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 1 高温停止にする。 及び	24時間				A2. 1. 高温停止にする。 及び	24時間	
			A2. 2 冷温停止にする。	36時間				A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 ※1	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 ※2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 1 高温停止にする。 及び	24時間				A2. 1. 高温停止にする。 及び	24時間	
			A2. 2 冷温停止にする。	36時間				A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
d. 主蒸気管トンネル 温度高	運転 起動 高温停止	20 ※2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	d. 主蒸気管トンネル 温度高	運転 起動 高温停止	20 ※3	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 1 高温停止にする。 及び	24時間				A2. 1. 高温停止にする。 及び	24時間	
			A2. 2 冷温停止にする。	36時間				A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 起動にする。	12時間				A2. 起動にする。	12時間	
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	
			又は					又は		
			A2. 1 高温停止にする。 及び	24時間				A2. 1. 高温停止にする。 及び	24時間	
			A2. 2 冷温停止にする。	36時間				A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
※1：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。 ※2：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。					※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。 ※2：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。 ※3：1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(レベル1.5) ※1	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
			又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	24時間 36時間	
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	記載の適正化
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 ※1	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16 ※2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20 ※2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20 ※3	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	記載の適正化
e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12時間 12時間	e. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12時間 12時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1 高温停止にする。 及び A2. 2 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間	

※1: 1区分(センサチャンネル)をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。

※2: 1区分(センサチャンネル)をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。

※1: 7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。

※2: 1区分(センサチャンネル)をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は12とする。

※3: 1区分(センサチャンネル)をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は15とする。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間		
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)※1	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)	
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		
b. ドライウェル圧力高	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		
c. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高※1	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	c. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高※2	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		記載の適正化
d. 燃料取替エリア排気 放射能高※1	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	d. 燃料取替エリア排気 放射能高※2	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		記載の適正化
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		
b. ドライウェル圧力高	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起 動 高温停止	4	A 1. 当該ラインを隔離する。 又は A 2. 1. 高温停止にする。 及び A 2. 2. 冷温停止にする。	1 2時間 2 4時間 3 6時間		原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、C、Fは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

記載の適正化



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表27-3-4-2(3)-A						表27-3-4-2(3)-A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気ドレン系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	1. 主蒸気ドレン系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 主蒸気ドレン系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 主蒸気ドレン系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
2. 炉水サンプリング系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	2. 炉水サンプリング系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 炉水サンプリング系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 炉水サンプリング系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
3. 原子炉冷却材浄化系隔離(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	3. 原子炉冷却材浄化系隔離(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 原子炉冷却材浄化系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 原子炉冷却材浄化系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
4. 不活性ガス系隔離(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	4. 不活性ガス系隔離(論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 不活性ガス系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 不活性ガス系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
5. 残留熱除去系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	5. 残留熱除去系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 残留熱除去系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 残留熱除去系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
6. 廃棄物処理系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	6. 廃棄物処理系隔離 (論理出力チャンネル)	運転 起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 廃棄物処理系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 廃棄物処理系隔離弁を隔離する。 又は B 2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

変 更 前	変 更 後	備 考																														
<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>(3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系又はB系の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(A) A系隔離論理又はB系隔離論理において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(レベル3)」又は「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し復旧できない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該隔離系をトリップする。</p> <p>(B) A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合、又はA系隔離論理及びB系隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(C) (A)の措置を完了できない場合は、表27-3-4-3の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>(D) (B)の措置を完了できない場合は、表27-3-4-3の要求される措置を完了時間内に講じ、かつ10日間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(E) 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、(C)又は(D)の措置を完了できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。</p> <p>(F) 炉心変更時<sup>*1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、(C)又は(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更及び原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</p>	<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>(3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系又はB系の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(A) A系隔離論理又はB系隔離論理において動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低(レベル3)」又は「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し復旧できない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、又は当該隔離系をトリップする。</p> <p>(B) A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合、又はA系隔離論理及びB系隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(C) (A)の措置を完了できない場合は、表27-3-4-3の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>(D) (B)の措置を完了できない場合は、表27-3-4-3の要求される措置を完了時間内に講じ、かつ10日間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(E) 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、(C)又は(D)の措置を完了できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。</p> <p>(F) 炉心変更時<sup>*1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、(C)又は(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更及び原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</p>																															
<p>表27-3-4-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位低(レベル3)</td> <td>運 転 起 動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. ドライウエル圧力高</td> <td>運 転 起 動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位低(レベル3)	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	2. ドライウエル圧力高	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	<p>表27-3-4-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位低(レベル3)</td> <td>運 転 起 動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. ドライウエル圧力高</td> <td>運 転 起 動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位低(レベル3)	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	2. ドライウエル圧力高	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間																												
1. 原子炉水位低(レベル3)	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
2. ドライウエル圧力高	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間																												
1. 原子炉水位低(レベル3)	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
2. ドライウエル圧力高	運 転 起 動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
3. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	3. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
4. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	4. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

変更前	変更後	備考																																								
<p>[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-3(1)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの措置を講じる。表27-3-4-3(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-3(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表27-3-4-3(2)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの要求される措置を達成できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、表27-3-4-3(2)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの要求される措置を達成できない場合は、速やかに炉心変更及び原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉建屋隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-4-3(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="130 825 1299 1713"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※2</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする<sup>※2</sup>。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>3時間 6時間 30日間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに 6時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに 1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。 ※2：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに		B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間		C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間		D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	<p>[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-4-3(1)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの措置を講じる。表27-3-4-3(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-4-3(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表27-3-4-3(2)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの要求される措置を達成できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、表27-3-4-3(2)-A又は表27-3-4-3(3)-Aの要求される措置を達成できない場合は、速やかに炉心変更及び原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉建屋隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-4-3(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="1359 825 2528 1713"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※2</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする<sup>※2</sup>。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>3時間 6時間 30日間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに 6時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに 1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。 ※2：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに		B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間		C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間		D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																																							
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに																																							
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間																																							
	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間																																							
	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間																																							
要素	条件	要求される措置	完了時間																																							
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに																																							
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	3時間 6時間 30日間																																							
	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間																																							
	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間																																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
表27-3-4-3(2)-A					表27-3-4-3(2)-A					
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	
a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
c. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	c. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
d. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	d. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
<sup>※1</sup> : 高線量当量率物品の移動時を除く。 <sup>※2</sup> : 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。					<sup>※1</sup> : 高線量当量率物品の移動時を除く。 <sup>※2</sup> : 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表27-3-4-3(3)-A						表27-3-4-3(3)-A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
原子炉建屋隔離 (論理出力チャンネル)	運転起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2 <sup>※2</sup>	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	原子炉建屋隔離 (論理出力チャンネル)	運転起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2 <sup>※2</sup>	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 原子炉建屋隔離系を隔離する。 又は B2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 原子炉建屋隔離系を隔離する。 又は B2. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間 1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び C2. 1 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は C2. 2 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び C2. 1. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は C2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに 速やかに	
<sup>※1</sup> : 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。 <sup>※2</sup> : 動作可能であるべき論理出力チャンネル数は次のとおり。 内側隔離: 2 又は 外側隔離: 2						<sup>※1</sup> : 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。 <sup>※2</sup> : 動作可能であるべき論理出力チャンネル数は次のとおり。 内側隔離: 2 又は 外側隔離: 2						

変更前						変更後						備考
5. その他の計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 非常用ディーゼル発電機計装及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-1の要求される措置を完了時間内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						5. その他の計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (1) 非常用ディーゼル発電機計装 非常用ディーゼル発電機計装及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-1の要求される措置を完了時間内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						記載の適正化
表27-3-5-1						表27-3-5-1						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転起動高温停止及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転起動高温停止及び 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
b. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	b. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
c. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	c. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 及び 第6.6条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 及び 第6.5条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
b. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	b. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間				B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。 又は B 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間	
				B 2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間					B 3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間	
			C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C 1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C 1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
c. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	c. ドライウエル 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	
				又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。	24時間					又は A2. 動作不能なチャンネルをトリップする。	24時間	
				又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間					又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間	
			B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間	B. 両トリップ系に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つある場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間				
				又は B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間		又は B2. いずれかの動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間				
				又は B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間		又は B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間				
			C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				

変 更 前	変 更 後	備 考																																																		
<p>[6号炉及び7号炉]                      (1) 非常用ディーゼル発電機計装                      非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-1(1)-A、表27-3-5-1(2)-A又は表27-3-5-1(4)-Aで要求される措置を完了時間内に講じる。表27-3-5-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-1(3)-Aで要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-1(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="130 659 1299 1549"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※1</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする<sup>※1</sup>。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※1</sup> 。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※1</sup> 。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	<p>[6号炉及び7号炉]                      (1) 非常用ディーゼル発電機計装                      非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-1(1)-A、表27-3-5-1(2)-A又は表27-3-5-1(4)-Aで要求される措置を完了時間内に講じる。表27-3-5-1(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-1(3)-Aで要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-1(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="1359 659 2528 1549"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※1</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 他の区分をバイパスする<sup>※1</sup>。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※1</sup> 。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※1</sup> 。	6時間	及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																	
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※1</sup> 。	速やかに																																																	
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																	
		及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※1</sup> 。	6時間																																																	
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																	
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																		
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																		
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																		
	及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間																																																		
要素	条件	要求される措置	完了時間																																																	
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※1</sup> 。	速やかに																																																	
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																																	
		及び B2. 他の区分をバイパスする <sup>※1</sup> 。	6時間																																																	
		及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																	
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																		
	及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																																		
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																																		
	及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表27-3-5-1(2)-A						表27-3-5-1(2)-A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間	1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	
2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間	2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	
表27-3-5-1(3)-A						表27-3-5-1(3)-A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	要求される措置		完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	要求される措置		完了時間	
1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。		1時間	1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1)※1	運転起動高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。		1時間	
			b. ドライウェル圧力高	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。				1時間	b. ドライウェル圧力高	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。
2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1.5)	運転起動高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。		1時間	2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1.5)※2	運転起動高温停止	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。		1時間	
			b. ドライウェル圧力高	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。				1時間	b. ドライウェル圧力高	4	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。
						※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-3-1及び表66-13-1)の運転上の制限も確認する。 ※2：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。						

記載の適正化  
記載の適正化

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)  
原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表27-3-5-1(4)-A						表27-3-5-1(4)-A						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1.非常用ディーゼル発電機始動(論理出力チャンネル)	運転起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	1. 非常用ディーゼル発電機始動(論理出力チャンネル)	運転起動 高温停止	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B 1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考		
〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (2) 原子炉隔離時冷却系計装 原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-2の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 (2) 原子炉隔離時冷却系計装 原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-2の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。								
表27-3-5-2						表27-3-5-2								
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間			
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当該チャンネルをトリップする。 又は A 3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	24時間	
				又は	24時間					A 2. 当該チャンネルをトリップする。	24時間			
				又は	24時間						A 3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。		24時間	
			B. 両トリップ系のそれぞれに動作不能なチャンネルが1つある場合	B 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間	B. 両トリップ系のそれぞれに動作不能なチャンネルが1つある場合			B 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間		B 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. いずれかのトリップ系における動作不能なチャンネルをトリップする。 又は B 3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12時間	
				又は	12時間				B 2. いずれかのトリップ系における動作不能なチャンネルをトリップする。	12時間				
				又は	12時間					B 3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12時間			
C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	C. 片トリップ系に動作不能なチャンネルが2つある場合	C 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	C 1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間							
※1 : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。						※1 : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。								

変更前				変更後				備考	
[6号炉及び7号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-2(1)-A又は表27-3-5-2(3)-Aの措置を講じる。表27-3-5-2(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-2(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。				[6号炉及び7号炉] (2) 原子炉隔離時冷却系計装 原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-2(1)-A又は表27-3-5-2(3)-Aの措置を講じる。表27-3-5-2(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-2(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					
表27-3-5-2(1)-A				表27-3-5-2(1)-A					
要素	条件	要求される措置	完了時間	要素	条件	要求される措置	完了時間		
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する※1。	速やかに	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する※1。	速やかに		
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間		B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び B2. 1 他の区分をバイパスする※1。 及び B2. 2 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	3時間	
		6時間	30日間				6時間	30日間	
		30日間	速やかに				6時間	30日間	速やかに
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 6時間				
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。 及び D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 1時間				
※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。				※1：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。					



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

表27-3-5-2(2)-A

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

表27-3-5-2(3)-A

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
原子炉隔離時冷却系(論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

変更後

表27-3-5-2(2)-A

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2) <sup>※1</sup>	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

表27-3-5-2(3)-A

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
原子炉隔離時冷却系(論理出力チャンネル)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

備考

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

記載の適正化



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]                      (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装                      原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-3の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 論理毎のすべてのチャンネル数をいう。</p>						<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]                      (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装                      原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-3の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 論理毎のすべてのチャンネル数をいう。</p>						
表27-3-5-3						表27-3-5-3						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-5-3に定める値以上	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	3日間  3日間	1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が付表27-3-5-3に定める値以上	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	3日間  3日間	
			B. 両方の論理に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間				B. 両方の論理に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-3に定める値未満にする。	8時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-3に定める値未満にする。	8時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-5-3に定める値以上	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	3日間  3日間	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が付表27-3-5-3に定める値以上	2	A. いずれかの論理に動作不能なチャンネルが1つ以上ある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	3日間  3日間	
			B. 両方の論理に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間				B. 両方の論理に動作不能なチャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-3に定める値未満にする。	8時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-3に定める値未満にする。	8時間	
付表27-3-5-3						付表27-3-5-3						
号 炉		原子炉熱出力				号 炉		原子炉熱出力				
1号炉		30%相当				1号炉		30%相当				
2号炉及び5号炉		80%相当				2号炉及び5号炉		80%相当				
3号炉及び4号炉		40%相当				3号炉及び4号炉		40%相当				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考		
[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-3-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					[6号炉及び7号炉] (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-3-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。							
表27-3-5-3-A					表27-3-5-3-A							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A. 1つのチャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A. 1つのチャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	
			B. 2つのチャンネルが動作不能の場合	B 1. 1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. チャンネルをトリップする。	3日間 3日間				B. 2つのチャンネルが動作不能の場合	B 1. 1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. チャンネルをトリップする。	3日間 3日間	
			C. 3つ以上のチャンネルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも1つの動作不能のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. チャンネルをトリップする。	24時間 24時間				C. 3つ以上のチャンネルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも1つの動作不能のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. チャンネルをトリップする。	24時間 24時間	
			D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間				D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	
2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A. 1つのチャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力が35%相当以上	4	A. 1つのチャンネルが動作不能の場合	A 1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置（当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。）を開始する。	速やかに	
			B. 2つのチャンネルが動作不能の場合	B 1. 1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. チャンネルをトリップする。	3日間 3日間				B. 2つのチャンネルが動作不能の場合	B 1. 1つの動作不能のチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. チャンネルをトリップする。	3日間 3日間	
			C. 3つのチャンネルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも1つの動作不能のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. チャンネルをトリップする。	24時間 24時間				C. 3つのチャンネルが動作不能の場合	C 1. 少なくとも1つの動作不能のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. チャンネルをトリップする。	24時間 24時間	
			D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間				D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉熱出力を35%相当未満にする。	8時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前						変 更 後						備 考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (4) 制御棒引抜監視装置計装 制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-4の要求される措置を完了時間内に講じる。						[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (4) 制御棒引抜監視装置計装 制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-4の要求される措置を完了時間内に講じる。						
表27-3-5-4						表27-3-5-4						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能 c. 下限	原子炉熱出力30%相当以上	2※1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. 動作不能なチャンネルをトリップする。	1時間	1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能 c. 下限	原子炉熱出力30%相当以上	2※1	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. 動作不能なチャンネルをトリップする。	1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜を行わない。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜を行わない。	速やかに	
※1: 2チャンネルのうち, 1チャンネルバイパス可能な設備のため, 1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。						※1: 2チャンネルのうち, 1チャンネルバイパス可能な設備のため, 1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]                      (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装                      タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-5の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>						<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]                      (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装                      タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, その状態に応じて表27-3-5-5の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p>						
表27-3-5-5						表27-3-5-5						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位高(レベル8)	原子炉熱出力が付表27-3-5-5で定める値以上	3	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	10日間  10日間	1. 原子炉水位高(レベル8)	原子炉熱出力が付表27-3-5-5で定める値以上	3	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	10日間  10日間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つ以上ある場合	B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。	2時間				B. 動作不能なチャンネルが2つ以上ある場合	B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。	2時間	
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-5で定める値未満にする。	8時間				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を付表27-3-5-5で定める値未満にする。	8時間	
付表27-3-5-5						付表27-3-5-5						
号炉	原子炉熱出力					号炉	原子炉熱出力					
1号炉	30%相当					1号炉	30%相当					
2号炉及び5号炉	45%相当					2号炉及び5号炉	45%相当					
3号炉及び4号炉	40%相当					3号炉及び4号炉	40%相当					
6号炉及び7号炉	35%相当					6号炉及び7号炉	35%相当					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6の要求される措置を完了時間内に講じる。					[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6の要求される措置を完了時間内に講じる。					記載の適正化
表27-3-5-6					表27-3-5-6					
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
2. 原子炉隔離時冷却系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	2. 原子炉隔離時冷却系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
3. 原子炉隔離時冷却系制御	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	3. 原子炉隔離時冷却系制御	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
4. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	4. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
[6号炉及び7号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					[6号炉] (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					
表27-3-5-6-A					表27-3-5-6-A					
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
2. 高圧炉心注水系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	2. 高圧炉心注水系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
3. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	3. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	

変更前	変更後				備考																																																													
	<p>[7号炉]</p> <p>(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装  <u>中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その状態に応じて表27-3-5-6-Bの要求される措置を完了時間内に講じる。</u></p> <p>表27-3-5-6-B</p> <table border="1" data-bbox="1368 447 2564 1892"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 高圧炉心注水系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 残留熱除去系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 原子炉水位</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5. サプレッションプール水温度</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">6. RHR熱交換器入口温度</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">7. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>				要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	4. 原子炉水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	5. サプレッションプール水温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	6. RHR熱交換器入口温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	7. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																																																														
1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
4. 原子炉水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
5. サプレッションプール水温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
6. RHR熱交換器入口温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														
7. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																																														
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後					備考
	要素	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会 設置法の一部の施行 に伴う変更（新 規制基準の施行に 伴う変更）
8. 残留熱除去系ポン プ（残留熱除去系 制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つあ る場合	A 1. 要素を動作可能な状態 に復旧する。	3 0 日間		
		B. 条件Aで要求される措置 を完了時間内に達成でき ない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間		
9. 主蒸気逃がし安全 弁（主蒸気逃がし 安全弁制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つあ る場合	A 1. 要素を動作可能な状態 に復旧する。	3 0 日間		
		B. 条件Aで要求される措置 を完了時間内に達成でき ない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間		
10. 原子炉補機冷却水 ポンプ （原子炉補機冷 却水制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つあ る場合	A 1. 要素を動作可能な状態 に復旧する。	3 0 日間		
		B. 条件Aで要求される措置 を完了時間内に達成でき ない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間		
11. 原子炉補機冷却海 水ポンプ （原子炉補機冷 却海水制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つあ る場合	A 1. 要素を動作可能な状態 に復旧する。	3 0 日間		
		B. 条件Aで要求される措置 を完了時間内に達成でき ない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]                      (7) 中央制御室非常用換気空調系計装                      中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, 表27-3-5-7の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 当該原子炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p>						<p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]                      (7) 中央制御室非常用換気空調系計装                      中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において, 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は, 表27-3-5-7の要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお, 動作可能であるべきチャンネル数とは, 当該原子炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p>						
表27-3-5-7						表27-3-5-7						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	1. 原子炉建屋換気空調系排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つの場合	B 1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つの場合	B 1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間	
2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	2. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※2</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能なチャンネルが2つの場合	B 1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能なチャンネルが2つの場合	B 1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 換気系排気筒入口放射能高 <sup>※3</sup> (1号炉のみ)	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	1	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間 1時間	3. 換気系排気筒入口放射能高 <sup>※3</sup> (1号炉のみ)	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	1	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間 1時間	
<p>※1: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。                      ※2: 高線量当量率物品の移動時を除く。                      ※3: サンプルポンプの定期切替時を除く。</p>						<p>※1: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。                      ※2: 高線量当量率物品の移動時を除く。                      ※3: サンプルポンプの定期切替時を除く。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																														
<p>[6号炉及び7号炉]                      (7) 中央制御室非常用換気空調系計装                      中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、中央制御室に対して少なくとも1つの原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-7(1)-A又は表27-3-5-7(3)-Aの措置を講じる。表27-3-5-7(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-7(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、当該原子炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-7(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="121 699 1299 1587"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※2</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 他の区分をバイパスする<sup>※2</sup>。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間 30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。                      ※2：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	<p>[6号炉及び7号炉]                      (7) 中央制御室非常用換気空調系計装                      中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、中央制御室に対して少なくとも1つの原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて表27-3-5-7(1)-A又は表27-3-5-7(3)-Aの措置を講じる。表27-3-5-7(1)-Aの措置を完了できない場合は、表27-3-5-7(2)-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。                      なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、当該原子炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-7(1)-A</p> <table border="1" data-bbox="1362 699 2555 1587"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">センサチャンネル</td> <td>A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する<sup>※2</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 他の区分をバイパスする<sup>※2</sup>。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間 30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合</td> <td>D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。                      ※2：区分(センサチャンネル)をバイパスしている期間については、当該区分に含まれている他の要素のセンサチャンネルについても、バイパスしているとみなす。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間	B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間	C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに	D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																																													
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに																																													
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																													
		B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間																																													
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																														
	C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																														
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																														
	D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間																																														
要素	条件	要求される措置	完了時間																																													
センサチャンネル	A. 1つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	A1. 当該センサチャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分のセンサチャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する <sup>※2</sup> 。	速やかに																																													
	B. 2つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	B1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	3時間																																													
		B2. 他の区分をバイパスする <sup>※2</sup> 。 及び B3. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 30日間																																													
C. 3つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	C1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																														
	C2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間																																														
D. 4つの区分のセンサチャンネルで1つ以上のセンサが動作不能の場合	D1. 1つの区分のセンサチャンネルをトリップする。	速やかに																																														
	D2. 少なくとも1つの区分のセンサチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1時間																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考		
表27-3-5-7(2)-A					表27-3-5-7(2)-A							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	要求される措置	完了時間			
a. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	速やかに	a. 原子炉区域換気空調系排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	速やかに			
b. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	速やかに	b. 燃料取替エリア排気放射能高 <sup>※1</sup>	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	4	A1. 中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	速やかに			
<sup>※1</sup> ：高線量当量率物品の移動時を除く。 <sup>※2</sup> ：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。					<sup>※1</sup> ：高線量当量率物品の移動時を除く。 <sup>※2</sup> ：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。							
表27-3-5-7(3)-A					表27-3-5-7(3)-A							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
中央制御室換気空調系始動(論理出力チャンネル)	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	中央制御室換気空調系始動(論理出力チャンネル)	運転起動高温停止炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 1つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	A1. 当該論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する措置(当該区分の論理出力チャンネルをバイパスする操作を含む。)を開始する。	速やかに	
			B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間 1時間				B. 2つの論理出力チャンネルが動作不能の場合	B1. 少なくとも1つの論理出力チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間 1時間	
<sup>※1</sup> ：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。					<sup>※1</sup> ：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (8) 事故時計装 事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は, 表27-3-5-8の要求される措置を完了時間内に講じる。  表27-3-5-8						[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉] (8) 事故時計装 事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は, 表27-3-5-8の要求される措置を完了時間内に講じる。  表27-3-5-8						原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力 <sup>※1</sup>	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに	
			C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間				C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間				D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間	
2. 原子炉水位(広帯域)	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	2. 原子炉水位(広帯域) <sup>※2</sup>	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに	
			C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間				C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間				D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
3. 原子炉水位 (燃料域)	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	3. 原子炉水位 (燃料域) ※1	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに	
			C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間				C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間				D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間	
4. ドライウェル 圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	4. ドライウェル 圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに	
			C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間				C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間				D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。	24時間	
5. 格納容器内 雰囲気 線量当量率	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	5. 格納容器内 雰囲気 線量当量率 ※1	運 転 起 動	2	A. 動作不能なチャンネルが1つの場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに	
			C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間				C. 動作不能なチャンネルが2つの場合	C 1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 動作不能なチャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに				D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 動作不能なチャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに	

※1：7号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。

※2：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルAは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(原子炉再循環ポンプ) 第28条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 2号炉及び5号炉において, 負荷しゃ断により, 2台の原子炉再循環ポンプがトリップした場合を除く。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。 1台停止時には制御棒の引き抜き及び炉心流量の増加(停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く。)を行ってはならない。 (1) 当直長は, 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプ2台運転時には2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表28-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。 (1) 当直長は, 原子炉再循環ポンプの運転台数を毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表28-2の措置を講じる。</p> <p>表28-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1188 1308 1272"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1356 1308 1440"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプが10台で運転していること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること	項 目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプが10台で運転していること	<p>(原子炉再循環ポンプ) 第28条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 2号炉及び5号炉において, 負荷しゃ断により, 2台の原子炉再循環ポンプがトリップした場合を除く。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。 1台停止時には制御棒の引き抜き及び炉心流量の増加(停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く。)を行ってはならない。 (1) 当直長は, 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプ2台運転時には2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表28-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転及び起動において, 原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。 (1) 当直長は, 原子炉再循環ポンプの運転台数を毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表28-2の措置を講じる。</p> <p>表28-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1397 1188 2564 1272"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1397 1356 2564 1440"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプが10台で運転していること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること	項 目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプが10台で運転していること	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																	
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプが10台で運転していること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプが10台で運転していること																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考																							
<p>表28-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合</td> <td>A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。	24時間	又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>表28-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合</td> <td>A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間	A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間		
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。	24時間																											
	又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間																											
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																											
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間																											
	A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間																											
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																											
<p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合</td> <td>A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台<sup>※1</sup>の場合</td> <td>B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台<sup>※1</sup>以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合	A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	10日間	B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台 <sup>※1</sup> の場合	B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	3日間	C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台 <sup>※1</sup> 以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	<p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合</td> <td>A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台<sup>※1</sup>の場合</td> <td>B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台<sup>※1</sup>以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合	A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	10日間	B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台 <sup>※1</sup> の場合	B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	3日間	C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台 <sup>※1</sup> 以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合	A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	10日間																											
B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台 <sup>※1</sup> の場合	B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	3日間																											
C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台 <sup>※1</sup> 以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																											
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 原子炉再循環ポンプの運転台数が9台の場合	A1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	10日間																											
B. 原子炉再循環ポンプの運転台数が8台 <sup>※1</sup> の場合	B1. 停止した原子炉再循環ポンプを復旧する。	3日間																											
C. 原子炉再循環ポンプの運転台数が7台 <sup>※1</sup> 以下の場合 又は 条件A又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																											
<p>※1: 停止した原子炉再循環ポンプの復旧時に, 電源投入のため8台又は7台運転とする場合を除く。</p>			<p>※1: 停止した原子炉再循環ポンプの復旧時に, 電源投入のため8台又は7台運転とする場合を除く。</p>																										

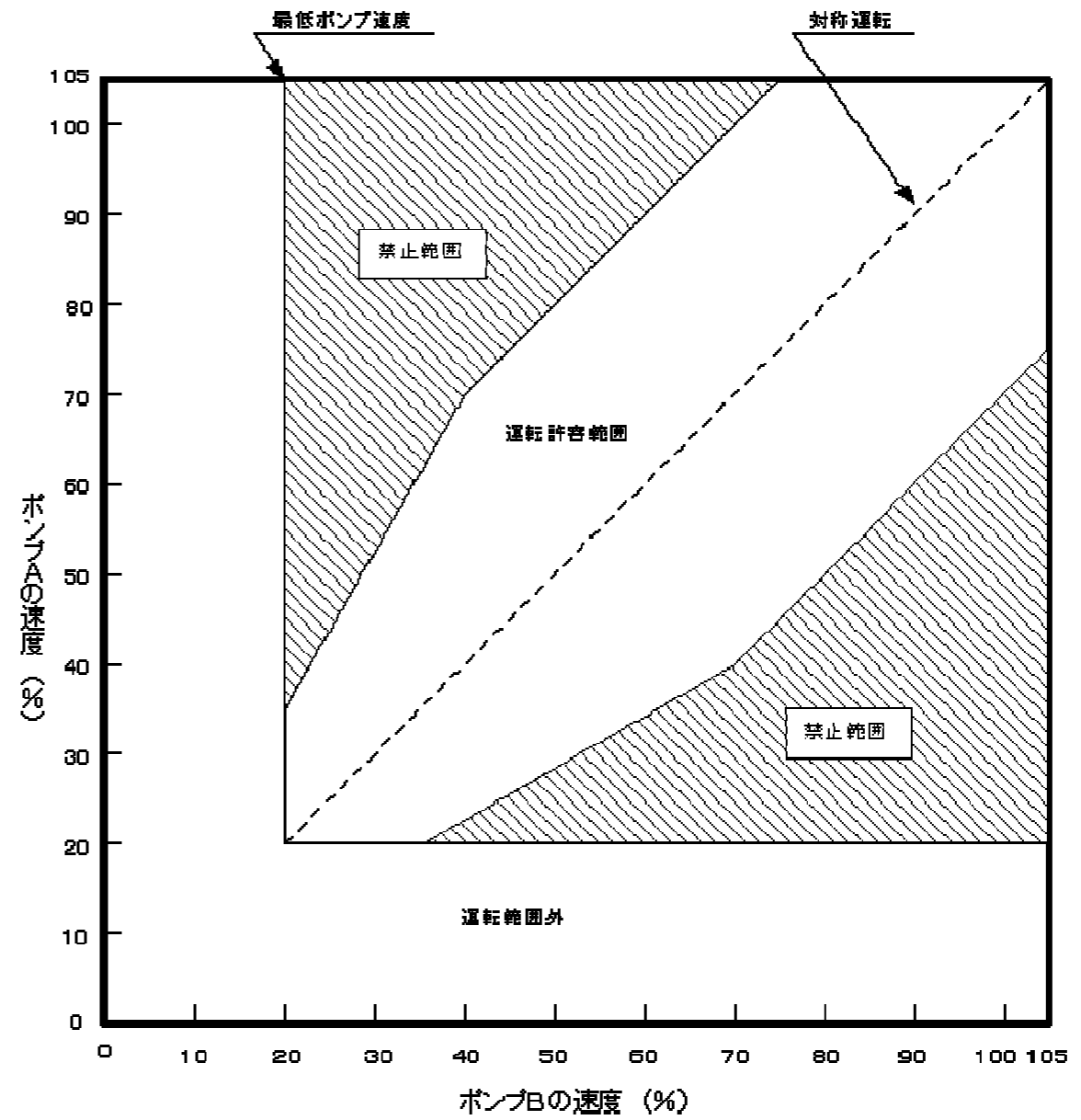
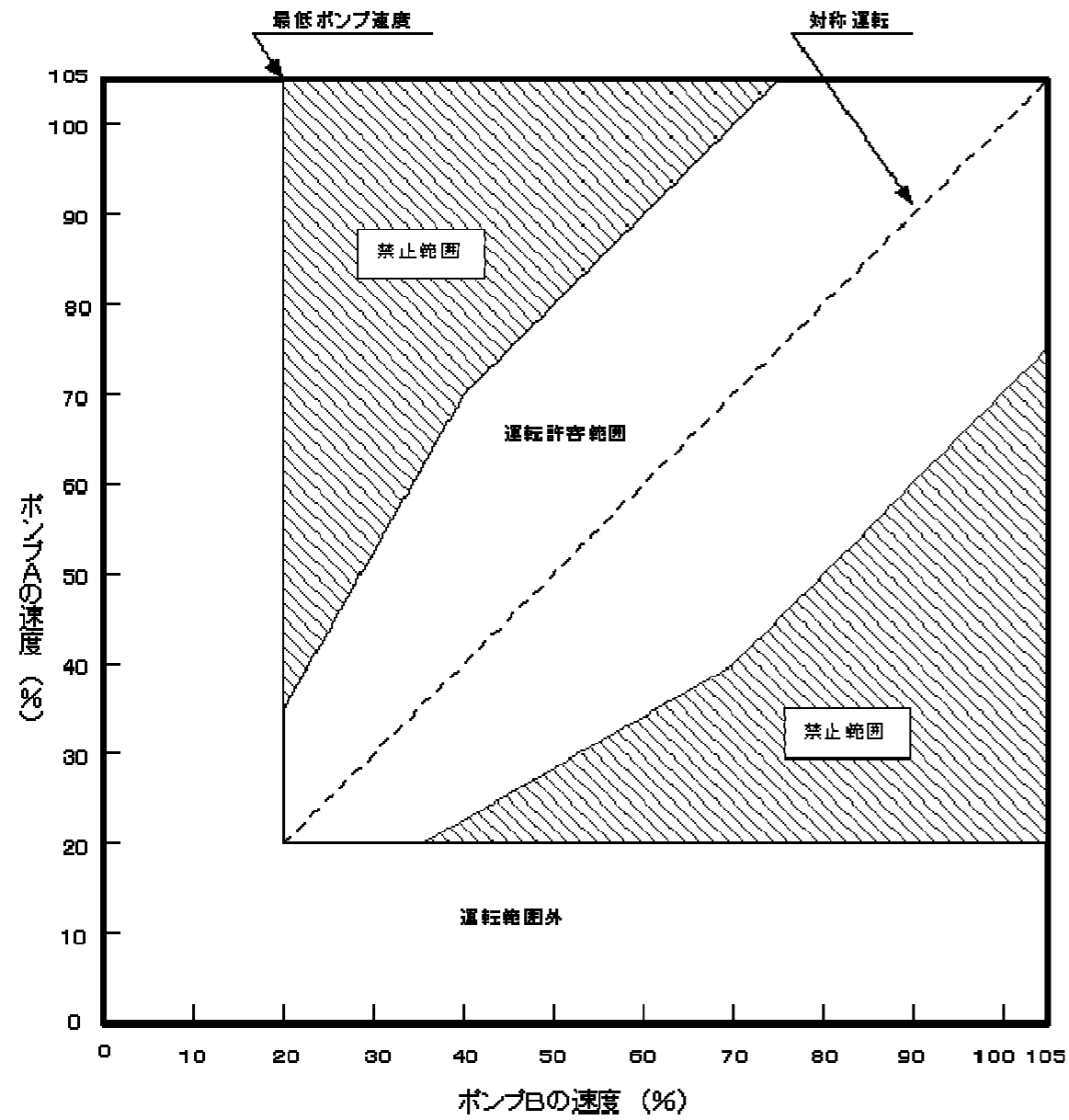
変更前

変更後

備考

図 28

図 28





柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>(ジェットポンプ) 第29条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉熱出力が30%以上において, ジェットポンプは, 表29-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。ただし, 原子炉再循環ポンプ1台運転の場合は②の事項で確認する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉熱出力が30%以上において次の状態が2つ以上発生していないことを毎日1回確認する。</p> <p>① 2つの原子炉再循環ポンプ速度の差が5%以内である場合に, 2つの原子炉再循環ループ流量の差が15%を超えている。</p> <p>② 個々のジェットポンプ差圧が, 各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し, その差が20%を超えている。</p> <p>③ 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が10%を超えている。</p> <p>3. 当直長は, ジェットポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表29-2の措置を講じる。</p> <p>表29-1</p> <table border="1" data-bbox="136 989 1006 1083"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ジェットポンプ</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表29-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1163 1308 1648"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)</td> <td>A 1. 第2項の確認を実施する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ジェットポンプ	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)	A 1. 第2項の確認を実施する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	<p>(ジェットポンプ) 第29条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉熱出力が30%以上において, ジェットポンプは, 表29-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。ただし, 原子炉再循環ポンプ1台運転の場合は②の事項で確認する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉熱出力が30%以上において次の状態が2つ以上発生していないことを毎日1回確認する。</p> <p>① 2つの原子炉再循環ポンプ速度の差が5%以内である場合に, 2つの原子炉再循環ループ流量の差が15%を超えている。</p> <p>② 個々のジェットポンプ差圧が, 各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し, その差が20%を超えている。</p> <p>③ 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が10%を超えている。</p> <p>3. 当直長は, ジェットポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表29-2の措置を講じる。</p> <p>表29-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 989 2252 1083"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ジェットポンプ</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表29-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1163 2549 1648"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)</td> <td>A 1. 第2項の確認を実施する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ジェットポンプ	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)	A 1. 第2項の確認を実施する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																											
ジェットポンプ	機能が健全であること																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)	A 1. 第2項の確認を実施する。	24時間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																										
項目	運転上の制限																											
ジェットポンプ	機能が健全であること																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 第2項で定める確認が実施できない場合 (原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。)	A 1. 第2項の確認を実施する。	24時間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A 1. の措置の結果, 運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																										

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(主蒸気逃がし安全弁)</p> <p>第30条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気逃がし安全弁は、表30-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。<b>※1</b></p> <p>(2) 計測制御GMは、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表30-3の措置を講じる。</p> <p><b>※1</b>：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は、定期検査前に本検査を行うことができる。</p> <p>表30-1</p> <table border="1" data-bbox="166 951 1032 1035"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること	<p>(主蒸気逃がし安全弁)</p> <p>第30条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気逃がし安全弁<b>※1</b>は、表30-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。<b>※2</b></p> <p>(2) 計測制御GMは、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表30-3の措置を講じる。</p> <p><b>※1</b>：7号炉の主蒸気逃がし安全弁は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、<b>第66条(表66-3-2)の運転上の制限も確認する。</b></p> <p><b>※2</b>：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は、定期検査前に本検査を行うことができる。</p> <p>表30-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 951 2258 1035"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限									
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること									
項目	運転上の制限									
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること									

変更前

変更後

備考

表30-2

表30-2

1. 1号炉

1. 1号炉

項目	設定値
安全弁機能	8. 30MPa[gage]以下※2 (4個)
	8. 23MPa[gage]以下※2 (4個)
	8. 16MPa[gage]以下※2 (4個)
	8. 10MPa[gage]以下※2 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下※2 (2個)
逃がし弁機能	7. 64MPa[gage]以下 (4個)
	7. 58MPa[gage]以下 (4個)
	7. 51MPa[gage]以下 (4個)
	7. 44MPa[gage]以下 (4個)
	7. 37MPa[gage]以下 (2個)

項目	設定値
安全弁機能	8. 30MPa[gage]以下※3 (4個)
	8. 23MPa[gage]以下※3 (4個)
	8. 16MPa[gage]以下※3 (4個)
	8. 10MPa[gage]以下※3 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下※3 (2個)
逃がし弁機能	7. 64MPa[gage]以下 (4個)
	7. 58MPa[gage]以下 (4個)
	7. 51MPa[gage]以下 (4個)
	7. 44MPa[gage]以下 (4個)
	7. 37MPa[gage]以下 (2個)

記載の適正化

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

項目	設定値
安全弁機能	8. 30MPa[gage]以下※2 (3個)
	8. 23MPa[gage]以下※2 (3個)
	8. 16MPa[gage]以下※2 (3個)
	8. 10MPa[gage]以下※2 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下※2 (2個)
逃がし弁機能	7. 64MPa[gage]以下 (3個)
	7. 58MPa[gage]以下 (3個)
	7. 51MPa[gage]以下 (3個)
	7. 44MPa[gage]以下 (4個)
	7. 37MPa[gage]以下 (2個)

項目	設定値
安全弁機能	8. 30MPa[gage]以下※3 (3個)
	8. 23MPa[gage]以下※3 (3個)
	8. 16MPa[gage]以下※3 (3個)
	8. 10MPa[gage]以下※3 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下※3 (2個)
逃がし弁機能	7. 64MPa[gage]以下 (3個)
	7. 58MPa[gage]以下 (3個)
	7. 51MPa[gage]以下 (3個)
	7. 44MPa[gage]以下 (4個)
	7. 37MPa[gage]以下 (2個)

記載の適正化

3. 6号炉及び7号炉

3. 6号炉及び7号炉

項目	設定値
安全弁機能	8. 19MPa[gage]以下※2 (4個)
	8. 12MPa[gage]以下※2 (4個)
	8. 06MPa[gage]以下※2 (4個)
	7. 99MPa[gage]以下※2 (4個)
	7. 92MPa[gage]以下※2 (2個)
逃がし弁機能	7. 85MPa[gage]以下 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下 (4個)
	7. 71MPa[gage]以下 (4個)
	7. 64MPa[gage]以下 (4個)
	7. 58MPa[gage]以下 (1個)
7. 51MPa[gage]以下 (1個)	

項目	設定値
安全弁機能	8. 19MPa[gage]以下※3 (4個)
	8. 12MPa[gage]以下※3 (4個)
	8. 06MPa[gage]以下※3 (4個)
	7. 99MPa[gage]以下※3 (4個)
	7. 92MPa[gage]以下※3 (2個)
逃がし弁機能	7. 85MPa[gage]以下 (4個)
	7. 78MPa[gage]以下 (4個)
	7. 71MPa[gage]以下 (4個)
	7. 64MPa[gage]以下 (4個)
	7. 58MPa[gage]以下 (1個)
7. 51MPa[gage]以下 (1個)	

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考																						
<p>表30-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合</td> <td>A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：公称値</p>			条 件	要求される措置	完了時間	A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間	<p>表30-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合</td> <td>A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：公称値</p>			条 件	要求される措置	完了時間	A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間	記載の適正化
条 件	要求される措置	完了時間																										
A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																										
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間																										
条 件	要求される措置	完了時間																										
A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間																										
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間																										

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)</p> <p>第31条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は, 表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には, 原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウエル冷却器凝縮水量測定装置で24時間に1回及びドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置で毎日1回確認する。ただし, 原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御GMは, 必要に応じて, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル排水量測定装置の点検を行う。</p> <p>3. 当直長は, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表31-2の措置を講じる。また, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置又はドライウエル低電導度廃液サンプル排水量測定装置の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合, 表31-3の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は, 表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には, 原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウエル冷却器凝縮水量測定装置で24時間に1回及びドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置で毎日1回確認する。ただし, 原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御GMは, 必要に応じて, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置の点検を行う。</p> <p>3. 当直長は, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表31-2の措置を講じる。また, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置又はドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合, 表31-3の措置を講じる。</p>	<p>(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)</p> <p>第31条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は, 表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には, 原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウエル冷却器凝縮水量測定装置で24時間に1回及びドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置で毎日1回確認する。ただし, 原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御GMは, 必要に応じて, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル排水量測定装置の点検を行う。</p> <p>3. 当直長は, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表31-2の措置を講じる。また, ドライウエル高電導度廃液サンプル排水量測定装置又はドライウエル低電導度廃液サンプル排水量測定装置の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合, 表31-3の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は, 表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には, 原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウエル冷却器凝縮水量測定装置で24時間に1回及びドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置で毎日1回確認する。ただし, 原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御GMは, 必要に応じて, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置の点検を行う。</p> <p>3. 当直長は, 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表31-2の措置を講じる。また, ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置又はドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合, 表31-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表31-1

1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

項目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) ドライウェル高電導度廃液サンプ排水量測定装置によって測定される漏えい率のうち, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率 (以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。) が $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であること (2) ドライウェル高電導度廃液サンプ排水量測定装置とドライウェル低電導度廃液サンプ排水量測定装置によって測定される漏えい率の合計 (以下「総漏えい率」という。) が $5.93 \text{ m}^3/\text{h}$ (1日平均) 以下であること

表31-1

1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

項目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) ドライウェル高電導度廃液サンプ排水量測定装置によって測定される漏えい率のうち, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率 (以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。) が $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であること (2) ドライウェル高電導度廃液サンプ排水量測定装置とドライウェル低電導度廃液サンプ排水量測定装置によって測定される漏えい率の合計 (以下「総漏えい率」という。) が $5.93 \text{ m}^3/\text{h}$ (1日平均) 以下であること

2. 6号炉及び7号炉

項目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置によって測定される漏えい率のうち, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率 (以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。) が $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であること (2) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置とドライウェル低電導度廃液サンプ水位測定装置によって測定される漏えい率の合計 (以下「総漏えい率」という。) が $5.93 \text{ m}^3/\text{h}$ (1日平均) 以下であること

2. 6号炉及び7号炉

項目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置によって測定される漏えい率のうち, 原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率 (以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。) が $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下であること (2) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置とドライウェル低電導度廃液サンプ水位測定装置によって測定される漏えい率の合計 (以下「総漏えい率」という。) が $5.93 \text{ m}^3/\text{h}$ (1日平均) 以下であること

表31-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 又は 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間 及び 36時間

表31-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 又は 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間 及び 36時間

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表31-3 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			表31-3 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			
条件 A. ドライウエル低電導度廃液 サンプ排水量測定装置による 監視不能の場合	要求される措置 A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。  及び A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	完了時間 速やかに, その後 24時間に1回	条件 A. ドライウエル低電導度廃液サ ンプ排水量測定装置による 監視不能の場合	要求される措置 A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認す る。  及び A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認す る。	完了時間 速やかに, その後 24時間に1回	
B. ドライウエル高電導度廃液 サンプ排水量測定装置による 監視不能の場合	B1. ドライウエル冷却器凝縮水量測定装置に による確認を行う。  及び B2. ドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装 置による確認を行う。  及び B3. ドライウエル低電導度廃液サンプ排水量 測定装置によって測定される漏えい率が 5.70m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認 する。	速やかに, その後 24時間に1回	B. ドライウエル高電導度廃液サ ンプ排水量測定装置による 監視不能の場合	B1. ドライウエル冷却器凝縮水量測定装置 による確認を行う。  及び B2. ドライウエル内雰囲気放射能濃度測定 装置による確認を行う。  及び B3. ドライウエル低電導度廃液サンプ排水 量測定装置によって測定される漏えい 率が5.70m <sup>3</sup> /hを超えていないこと を確認する。	速やかに, その後 24時間に1回	
C. 条件A又はBで要求される 措置を完了時間内に達成で きない場合  又は 条件A又はBで要求される 措置を実施中に, 原子炉冷却 材圧力バウンダリからの漏 えいを示す有意な変化があ る場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 条件A又はBで要求される措 置を完了時間内に達成でき ない場合  又は 条件A又はBで要求される 措置を実施中に, 原子炉冷却 材圧力バウンダリからの漏 えいを示す有意な変化があ る場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. ドライウェル低電導度廃液サンプル水位測定装置による監視不能の場合	A 1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.2 3 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 及び A 2. 制御棒駆動機構よりの漏えい量を確認する。	速やかに、 その後 24時間に1回  速やかに、 その後 毎日1回	A. ドライウェル低電導度廃液サンプル水位測定装置による監視不能の場合	A 1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.2 3 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 及び A 2. 制御棒駆動機構よりの漏えい量を確認する。	速やかに、 その後 24時間に1回  速やかに、 その後 毎日1回	
B. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置による監視不能の場合	B 1. ドライウェル冷却器凝縮水量測定装置による確認を行う。 及び B 2. ドライウェル内雰囲気放射能濃度測定装置による確認を行う。 及び B 3. ドライウェル低電導度廃液サンプル水位測定装置によって測定される漏えい率が5.70 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。	速やかに、 その後 24時間に1回  速やかに、 その後 毎日1回  速やかに、 その後 24時間に1回	B. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置による監視不能の場合	B 1. ドライウェル冷却器凝縮水量測定装置による確認を行う。 及び B 2. ドライウェル内雰囲気放射能濃度測定装置による確認を行う。 及び B 3. ドライウェル低電導度廃液サンプル水位測定装置によって測定される漏えい率が5.70 m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。	速やかに、 その後 24時間に1回  速やかに、 その後 毎日1回  速やかに、 その後 24時間に1回	
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																														
<p>(非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視)</p> <p>第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系に関する確認時及び確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有意な変動がないことを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p> <p>表32-1</p> <table border="1" data-bbox="136 947 1326 1087"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力</td> <td>原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表32-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1167 1326 1455"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	及び B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視)</p> <p>第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系<sup>※1</sup>の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系に関する確認時及び確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力に有意な変動がないことを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：高圧代替注水系（重大事故対処設備）は7号炉のみ適用。</u></p> <p>表32-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 947 2567 1087"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力</td> <td>原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表32-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1167 2567 1455"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	及び B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																															
非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと																															
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																														
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																														
項目	運転上の制限																															
非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと																															
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																														
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																														
<p>(原子炉冷却材中のよう素131濃度)</p> <p>第33条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度は、表33-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度を1週間に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材中のよう素131濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表33-2の措置を講じる。</p> <p>表33-1</p> <p>1. 1号炉、2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 747 1249 835"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>4. <math>6 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉及び4号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 915 1249 1003"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1. <math>5 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1083 1249 1171"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1. <math>3 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表33-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1251 1308 1562"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	4. $6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $5 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $3 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(原子炉冷却材中のよう素131濃度)</p> <p>第33条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度は、表33-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度を1週間に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材中のよう素131濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表33-2の措置を講じる。</p> <p>表33-1</p> <p>1. 1号炉、2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 747 2496 835"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>4. <math>6 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉及び4号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 915 2496 1003"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1. <math>5 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1083 2496 1171"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1. <math>3 \times 10^3 \text{ Bq/g}</math> 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表33-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1251 2555 1562"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	4. $6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $5 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $3 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	4. $6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $5 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $3 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
条 件	要求される措置	完了時間																																														
A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間																																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																														
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																														
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	4. $6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $5 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
項 目	運転上の制限																																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1. $3 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ 以下																																															
条 件	要求される措置	完了時間																																														
A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間																																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																														
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(原子炉停止時冷却系その1)</p> <p>第34条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系3系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1348 952 1432"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列※1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1516 952 1600"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>3系列※1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第35条及び第36条において同じ。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列※1が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	3系列※1が動作可能であること	<p>(原子炉停止時冷却系その1)</p> <p>第34条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系※1は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系3系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>※1: 7号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1348 2193 1432"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1516 2193 1600"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>3系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2: 1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第35条及び第36条において同じ。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列※2が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	3系列※2が動作可能であること	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	2系列※1が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	3系列※1が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	2系列※2が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	3系列※2が動作可能であること																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考															
表34-2 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			表34-2 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合</td> <td>B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。		速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合</td> <td>B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回	
条 件	要求される措置	完了時間																			
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																			
B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																			
条 件	要求される措置	完了時間																			
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																			
B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																			
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合</td> <td>B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合</td> <td>B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回		
条 件	要求される措置	完了時間																			
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																			
B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																			
条 件	要求される措置	完了時間																			
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び A 2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																			
B. 原子炉停止時冷却系2系列以上が動作不能の場合	B 1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。 及び B 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																				
<p>(原子炉停止時冷却系その2)                      第35条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系は、表35-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)又は(2)の場合は除く。                      (1) 原子炉停止時冷却系起動準備時                      (2) 原子炉の昇温を伴う検査時<sup>※1</sup>                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、100℃未満であることを12時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表35-2の措置を講じる。</p> <p><sup>※1</sup>：原子炉の昇温を伴う検査時とは、原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。</p> <p>表35-1</p> <table border="1" data-bbox="136 1026 1308 1312"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで<sup>※2</sup>、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p><sup>※2</sup>：原子炉安全GMはあらかじめその期間を評価し、主任技術者の確認を得て、当直長に通知する。</p> <p>表35-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1514 1308 1677"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで <sup>※2</sup> 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後毎日1回	<p>(原子炉停止時冷却系その2)                      第35条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系<sup>※1</sup>は、表35-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)又は(2)の場合は除く。                      (1) 原子炉停止時冷却系起動準備時                      (2) 原子炉の昇温を伴う検査時<sup>※2</sup>                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、100℃未満であることを12時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表35-2の措置を講じる。</p> <p><sup>※1</sup>：7号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。  <sup>※2</sup>：原子炉の昇温を伴う検査時とは、原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。</p> <p>表35-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 1026 2555 1312"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで<sup>※3</sup>、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p><sup>※3</sup>：原子炉安全GMはあらかじめその期間を評価し、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得て、当直長に通知する。</p> <p>表35-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1514 2555 1677"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで <sup>※3</sup> 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後毎日1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで <sup>※2</sup> 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後毎日1回																				
項目	運転上の制限																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで <sup>※3</sup> 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後毎日1回																				



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
<p>(原子炉停止時冷却系その3)</p> <p>第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。</p> <p>(2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、65℃以下であることを12時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表36-2の措置を講じる。</p> <p>表36-1</p> <table border="1" data-bbox="142 869 1308 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表36-2</p> <table border="1" data-bbox="142 1234 1308 1955"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回	及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	<p>(原子炉停止時冷却系その3)</p> <p>第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系<sup>※1</sup>は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。</p> <p>(2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、65℃以下であることを12時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表36-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：7号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p>表36-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 869 2546 1150"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表36-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1234 2546 1955"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回	及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回																																				
	及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																				
	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに																																				
項目	運転上の制限																																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回																																				
	及び A 2. 原子炉压力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																				
	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
<p>(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</p> <p>第37条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が 27℃以内（6号炉及び7号炉は除く。）及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度※<sup>1</sup>と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。</p> <p>(1) 高経年化評価GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度（1号炉においては、ぜい性遷移温度）の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、次の事項を確認する。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が（1）に定める値以上であることを1時間に1回確認する。</p> <p>②原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が、55℃/h以下であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表37-2の措置を講じる。</p> <p>※1：供用中の漏えい又は水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。</p> <p>表37-1</p> <table border="1" data-bbox="124 1186 1308 1381"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td>原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度変化率</td> <td>55℃/h以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表37-2</p> <table border="1" data-bbox="139 1461 1341 1948"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること	原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに	B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</p> <p>第37条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が27℃以内（6号炉及び7号炉は除く。）及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度※<sup>1</sup>と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。</p> <p>(1) 高経年化評価GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度（1号炉においては、ぜい性遷移温度）の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、次の事項を確認する。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が（1）に定める値以上であることを1時間に1回確認する。</p> <p>②原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が、55℃/h以下であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表37-2の措置を講じる。</p> <p>※1：供用中の漏えい又は水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。</p> <p>表37-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 1186 2564 1381"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td>原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度変化率</td> <td>55℃/h以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表37-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1461 2582 1948"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること	原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに	B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	記載の適正化
項目	運転上の制限																																					
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること																																					
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに																																				
B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																				
項目	運転上の制限																																					
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること																																					
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに																																				
B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																		
<p>(原子炉圧力)</p> <p>第38条 原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力は、表38-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。</p> <p>2. 原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表38-2の措置を講じる。</p> <p>表38-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 632 1249 720"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7. 0 3 MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 800 1249 888"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7. 1 7 MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表38-2</p> <table border="1" data-bbox="136 974 1317 1178"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合</td> <td>A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。</td> <td>1 5 分間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉圧力	7. 0 3 MPa[gage]以下	項 目	運転上の制限	原子炉圧力	7. 1 7 MPa[gage]以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合	A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	1 5 分間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間	<p>(原子炉圧力)</p> <p>第38条 原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力は、表38-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。</p> <p>2. 原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表38-2の措置を講じる。</p> <p>表38-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 632 2496 720"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7. 0 3 MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 800 2496 888"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7. 1 7 MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表38-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 974 2564 1178"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合</td> <td>A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。</td> <td>1 5 分間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉圧力	7. 0 3 MPa[gage]以下	項 目	運転上の制限	原子炉圧力	7. 1 7 MPa[gage]以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合	A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	1 5 分間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																																			
原子炉圧力	7. 0 3 MPa[gage]以下																																			
項 目	運転上の制限																																			
原子炉圧力	7. 1 7 MPa[gage]以下																																			
条 件	要求される措置	完了時間																																		
A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合	A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	1 5 分間																																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間																																		
項 目	運転上の制限																																			
原子炉圧力	7. 0 3 MPa[gage]以下																																			
項 目	運転上の制限																																			
原子炉圧力	7. 1 7 MPa[gage]以下																																			
条 件	要求される措置	完了時間																																		
A. 原子炉圧力が制限値を満足してないと判断した場合	A 1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	1 5 分間																																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間																																		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(非常用炉心冷却系その1)</p> <p>第39条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(自動減圧系については原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)において, 非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は, 当該低圧注水系(格納容器スプレイ系)を動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項及び高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系(格納容器スプレイ系)の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(自動減圧系については原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)において, 表39-2(項目3を除く。)に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表39-3-1又は表39-3-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は, 当該低圧注水系(格納容器スプレイ冷却系)を動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心注水系, 低圧注水系及び自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ冷却系が手動で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 運転評価GMは, 定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において, 原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項及び高圧炉心注水系, 低圧注水系(格納容器スプレイ冷却系), 原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 表39-2(項目3を除く。)に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表39-3-1又は表39-3-2の措置を講じる。</p>	<p>(非常用炉心冷却系その1)</p> <p>第39条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(自動減圧系については原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)において, 非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は, 当該低圧注水系(格納容器スプレイ系)を動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項及び高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系(格納容器スプレイ系)の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(自動減圧系については原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)において, 表39-2(項目3を除く。)に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表39-3-1又は表39-3-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は, 当該低圧注水系(格納容器スプレイ冷却系)を動作不能とはみなさない。<u>また, 7号炉の高圧代替注水系起動準備及び運転中は, 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなさない。</u></p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心注水系, 低圧注水系及び自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ冷却系が手動で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 運転評価GMは, 定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において, 原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項及び高圧炉心注水系, 低圧注水系(格納容器スプレイ冷却系), 原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態並びに主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系については原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 表39-2(項目3を除く。)に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表39-3-1又は表39-3-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注入配管（格納容器スプレイ配管）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管（格納容器スプレイ配管を除く。）の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>また、6号炉及び7号炉における、原子炉隔離時冷却系の主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器までの注入配管、並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>	<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注入配管（格納容器スプレイ配管）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管（格納容器スプレイ配管を除く。）の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>また、6号炉及び7号炉における、原子炉隔離時冷却系の主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器までの注入配管、並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																										
<p>表39-1 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">非常用炉心冷却系</td> <td>高压炉心スプレイ系</td> <td>1※1</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系</td> <td>1※1</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (格納容器スプレイ系)</td> <td>3※1 (2)※2</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)</td> <td>7※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは, ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下, 第40条において同じ。                  ※2: 1系列とは, ポンプ, 熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。                  ※3: 自動減圧系の数は, 1系列に相当する弁数をいう。</p>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	高压炉心スプレイ系	1※1	低压炉心スプレイ系	1※1	低压注水系 (格納容器スプレイ系)	3※1 (2)※2	自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)	7※3	<p>表39-1 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">非常用炉心冷却系</td> <td>高压炉心スプレイ系</td> <td>1※1</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系</td> <td>1※1</td> </tr> <tr> <td>低压注水系 (格納容器スプレイ系)</td> <td>3※1 (2)※2</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)</td> <td>7※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは, ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下, 第40条において同じ。                  ※2: 1系列とは, ポンプ, 熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。                  ※3: 自動減圧系の数は, 1系列に相当する弁数をいう。</p>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	高压炉心スプレイ系	1※1	低压炉心スプレイ系	1※1	低压注水系 (格納容器スプレイ系)	3※1 (2)※2	自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)	7※3					
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																													
非常用炉心冷却系	高压炉心スプレイ系	1※1																												
	低压炉心スプレイ系	1※1																												
	低压注水系 (格納容器スプレイ系)	3※1 (2)※2																												
	自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)	7※3																												
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																													
非常用炉心冷却系	高压炉心スプレイ系	1※1																												
	低压炉心スプレイ系	1※1																												
	低压注水系 (格納容器スプレイ系)	3※1 (2)※2																												
	自動減圧系 (原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上)	7※3																												
<p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">非常用炉心冷却系</td> <td>高压炉心注水系</td> <td>2※1</td> </tr> <tr> <td>低压注水系</td> <td>3※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)</td> <td>1※1</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)</td> <td>8※2</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ冷却系</td> <td>3※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは, ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下, 第40条において同じ。                  ※2: 自動減圧系の数は, 1系列に相当する弁数をいう。                  ※3: 1系列とは, ポンプ, 熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	高压炉心注水系	2※1	低压注水系	3※1	原子炉隔離時冷却系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1※1	自動減圧系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	8※2	格納容器スプレイ冷却系	3※3	<p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">非常用炉心冷却系</td> <td>高压炉心注水系※1</td> <td>2※6</td> </tr> <tr> <td>低压注水系※2</td> <td>3※6</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系※3 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)</td> <td>1※6</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系※4 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)</td> <td>8※7</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ冷却系※5</td> <td>3※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 7号炉の高压炉心注水系は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。                  ※2: 7号炉の低压注水系は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。動作不能時は, 第66条(表66-4-1, 表66-4-2及び表66-5-5)の運転上の制限も確認する。                  ※3: 7号炉の原子炉隔離時冷却系は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。動作不能時は, 第66条(表66-2-1)の運転上の制限も確認する。                  ※4: 7号炉の自動減圧系の逃がし安全弁及びアキュムレータは, 重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は, 第66条(表66-3-2)の運転上の制限も確認する。                  ※5: 7号炉の格納容器スプレイ冷却系は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。動作不能時は, 第66条(表66-5-5, 表66-6-1及び表66-6-2)の運転上の制限も確認する。                  ※6: 1系列とは, ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下, 第40条において同じ。                  ※7: 自動減圧系の数は, 1系列に相当する弁数をいう。                  ※8: 1系列とは, ポンプ, 熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	高压炉心注水系※1	2※6	低压注水系※2	3※6	原子炉隔離時冷却系※3 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1※6	自動減圧系※4 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	8※7	格納容器スプレイ冷却系※5	3※8	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																													
非常用炉心冷却系	高压炉心注水系	2※1																												
	低压注水系	3※1																												
	原子炉隔離時冷却系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1※1																												
	自動減圧系 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	8※2																												
	格納容器スプレイ冷却系	3※3																												
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																													
非常用炉心冷却系	高压炉心注水系※1	2※6																												
	低压注水系※2	3※6																												
	原子炉隔離時冷却系※3 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1※6																												
	自動減圧系※4 (原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	8※7																												
	格納容器スプレイ冷却系※5	3※8																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
表39-2 1. 1号炉		表39-2 1. 1号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,460m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が273m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,460m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が273m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が368m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が866m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が368m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が866m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,441m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が206m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,441m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が206m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,630m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が89m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,630m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が89m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
項目	頻度	項目	頻度	
2. 2号炉		2. 2号炉		
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 1 3MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 1 3MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 4 6 2 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が2 7 4 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 4 6 2 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が2 7 4 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が3 6 9 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が8 6 3 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が3 6 9 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が8 6 3 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 4 4 1 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が2 0 8 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 4 4 1 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が2 0 8 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 6 3 0 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が9 2 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 6 3 0 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が9 2 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
項目	頻度	項目	頻度	
3. 3号炉		3. 3号炉		
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 462m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 462m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 441m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が205m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 441m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が205m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 630m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が89m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 630m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が89m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
4. 4号炉		4. 4号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.1MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.1MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,462m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,462m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,442m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が214m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1,442m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が214m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,628m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が87m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,628m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が87m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
項目	頻度	項目	頻度	
5. 5号炉		5. 5号炉		
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 1 MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1. 1 MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 462 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 462 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が274 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの流量が369 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が863 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 442 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が214 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの流量が1, 442 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が214 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 629 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が90 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1, 629 m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が90 m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前		変 更 後		備 考
項 目	頻 度	項 目	頻 度	
6. 6号炉		6. 6号炉		
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心注水系ポンプの流量が727m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が190m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心注水系ポンプの流量が727m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が190m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心注水系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が890m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心注水系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が890m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心注水系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心注水系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 残留熱除去系ポンプの流量が954m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が117m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 残留熱除去系ポンプの流量が954m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が117m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧注水系における注入弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ冷却系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧注水系における注入弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ冷却系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて72m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて72m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
9. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]相当 <sup>※1</sup> において、原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	9. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]相当 <sup>※1</sup> において、原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	
10. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	10. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	
※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。		※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
項目	頻度	項目	頻度	
7. 7号炉		7. 7号炉		原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が[ ]MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. 高圧炉心注水系ポンプの流量が727m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が190m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心注水系ポンプの流量が727m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が190m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
3. 高圧炉心注水系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が890m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心注水系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が890m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	
4. 高圧炉心注水系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心注水系における注入隔離弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
5. 残留熱除去系ポンプの流量が954m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が109m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 残留熱除去系ポンプの流量が954m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が109m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 低圧注水系における注入弁、注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ冷却系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧注水系における注入弁、注入隔離弁、試験可能逆止弁及び格納容器スプレイ冷却系における格納容器冷却ライン隔離弁、圧力抑制室スプレイ注入隔離弁並びに残留熱除去系試験用調節弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
7. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて72m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて72m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
8. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
9. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]相当 <sup>※1</sup> において、原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	9. 原子炉圧力が1.03MPa[gage]相当 <sup>※1</sup> において、原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が182m <sup>3</sup> /hで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	
10. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	10. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回	

※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表39-3-1 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			表39-3-1 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A 1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 低圧注水系3系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A 1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 低圧注水系3系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
B. 低圧注水系1系列が動作不能の場合※1	B 1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 低圧注水系1系列が動作不能の場合※1	B 1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
C. 自動減圧系の弁1個が動作不能の場合	C 1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	C. 自動減圧系の弁1個が動作不能の場合	C 1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D 1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D 3. 原子炉隔離時冷却系(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合)について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D 1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D 3. 原子炉隔離時冷却系(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合)について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	
E. 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)2系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)1系列及び自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 又は 条件A~Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を0.84MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間	E. 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)2系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)1系列及び自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 又は 条件A~Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を0.84MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間	
※1: 残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			※1: 残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 高圧炉心注水系1系列が動作不能の場合	A 1. 高圧炉心注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの高圧炉心注水系について動作可能であることを確認する。 及び A 3. 自動減圧系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び A 4. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに  速やかに	A. 高圧炉心注水系1系列が動作不能の場合	A 1. 高圧炉心注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの高圧炉心注水系について動作可能であることを確認する。 及び A 3. 自動減圧系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び A 4. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに  速やかに	
B. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	B 1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 高圧炉心注水系2系列について動作可能であることを確認する。 及び B 3. 自動減圧系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	B. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	B 1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 高圧炉心注水系2系列について動作可能であることを確認する。 及び B 3. 自動減圧系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	
C. 自動減圧系の弁1個が動作不能の場合	C 1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 高圧炉心注水系2系列について動作可能であることを確認する。 及び C 3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	C. 自動減圧系の弁1個が動作不能の場合	C 1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 高圧炉心注水系2系列について動作可能であることを確認する。 及び C 3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに	
D. 低圧注水系1系列が動作不能の場合 <sup>*1</sup>	D 1. 低圧注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	D. 低圧注水系1系列が動作不能の場合 <sup>*1</sup>	D 1. 低圧注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考																		
<p>E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列及び自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 又は 条件A～Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	<p>E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列及び自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 又は 条件A～Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>																			
<p>※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ冷却系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。</p>			<p>※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ冷却系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。</p>																					
<p>表39-3-2 1. 1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1</td> <td>A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	<p>表39-3-2 1. 1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1</td> <td>A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
条件	要求される措置	完了時間																						
A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																						
B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																						
条件	要求される措置	完了時間																						
A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																						
B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																						
<p>※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。</p>			<p>※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。</p>																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 格納容器スプレイ冷却系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ冷却系を動作可能な状態に復旧する。及び A 2. 残りの格納容器スプレイ冷却系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	A. 格納容器スプレイ冷却系1系列が動作不能の場合※1	A 1. 格納容器スプレイ冷却系を動作可能な状態に復旧する。及び A 2. 残りの格納容器スプレイ冷却系について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
B. 格納容器スプレイ冷却系2系列以上が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	B. 格納容器スプレイ冷却系2系列以上が動作不能の場合※1 又は 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。及び B 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ冷却系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ冷却系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(非常用炉心冷却系その2)</p> <p>第40条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用炉心冷却系は表40-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。</p> <p>①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 ②原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-3の措置を講じる。</p>	<p>(非常用炉心冷却系その2)</p> <p>第40条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用炉心冷却系は表40-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。</p> <p>①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 ②原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-3の措置を講じる。</p>									
<p>表40-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p>	<p>表40-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p>									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>	
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>									
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列 及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>									
<p>2. 6号炉及び7号炉</p>	<p>2. 6号炉及び7号炉</p>									
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系<sup>※2</sup>(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系<sup>※2</sup>(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系<sup>※3</sup>1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系 <sup>※3</sup> 1系列 <sup>※1</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系1系列 <sup>※1</sup>									
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。)1系列及び復水補給水系 <sup>※3</sup> 1系列 <sup>※1</sup>									
<p>※1：復水補給水系1系列とは、復水移送ポンプ1台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。</p>	<p>※1：復水補給水系1系列とは、復水移送ポンプ1台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。  <u>※2：7号炉の低圧注水系及び高圧炉心注水系は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</u>  <u>※3：7号炉の復水補給水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-4-1)の運転上の制限も確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>								



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>表40-2 1. 1号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 310 1006 352">項目</th> <th data-bbox="1006 310 1344 352">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 352 1006 594">                     1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。                      又は                      動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 352 1344 594">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 594 1006 716">                     2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。                 </td> <td data-bbox="1006 594 1344 716">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 716 1006 837">                     3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 716 1344 837">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 837 1006 921">                     4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 837 1344 921">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 921 1006 961">                     5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 921 1344 961">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>表40-2 1. 1号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 310 2246 352">項目</th> <th data-bbox="2246 310 2585 352">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 352 2246 594">                     1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。                      又は                      動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 352 2585 594">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 594 2246 716">                     2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。                 </td> <td data-bbox="2246 594 2585 716">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 716 2246 837">                     3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 716 2585 837">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 837 2246 921">                     4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 837 2585 921">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 921 2246 961">                     5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 921 2585 961">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	
項目	頻度																									
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。	12時間に1回																									
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																									
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																									
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																									
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 710mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から2.3m以上あることを確認する。	12時間に1回																									
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																									
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																									
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																									
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																									
<p>2. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 1045 1006 1087">項目</th> <th data-bbox="1006 1045 1344 1087">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 1087 1006 1329">                     1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。                      又は                      動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 1087 1344 1329">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1329 1006 1451">                     2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。                 </td> <td data-bbox="1006 1329 1344 1451">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1451 1006 1572">                     3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 1451 1344 1572">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1572 1006 1656">                     4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 1572 1344 1656">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1656 1006 1696">                     5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。                 </td> <td data-bbox="1006 1656 1344 1696">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>2. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 1045 2246 1087">項目</th> <th data-bbox="2246 1045 2585 1087">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 1087 2246 1329">                     1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。                      又は                      動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 1087 2585 1329">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1329 2246 1451">                     2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。                 </td> <td data-bbox="2246 1329 2585 1451">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1451 2246 1572">                     3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 1451 2585 1572">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1572 2246 1656">                     4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 1572 2585 1656">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1656 2246 1696">                     5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。                 </td> <td data-bbox="2246 1656 2585 1696">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	
項目	頻度																									
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。	12時間に1回																									
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																									
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																									
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																									
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4m以上あることを確認する。	12時間に1回																									
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>*1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																									
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																									
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																									
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																									



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
3. 3号炉		3. 3号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から3.8m以上あることを確認する。	12時間に1回	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 460mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から3.8m以上あることを確認する。	12時間に1回	
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。*1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。*1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	
4. 4号炉		4. 4号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 350mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から3.7m以上あることを確認する。	12時間に1回	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 350mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から3.7m以上あることを確認する。	12時間に1回	
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。*1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。*1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
5. 5号炉				
項目	頻度	項目	頻度	
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 000 mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4 m以上あることを確認する。	12時間に1回	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 000 mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4 m以上あることを確認する。	12時間に1回	
2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。＊1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。＊1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	
3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	
4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	
6. 6号炉				
項目	頻度	項目	頻度	
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 950 mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から5.7 m以上あることを確認する。	12時間に1回	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 950 mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から5.7 m以上あることを確認する。	12時間に1回	
2. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。＊1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	2. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。＊1ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	
3. 動作可能であるべき高圧炉心注水系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき高圧炉心注水系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	
4. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	4. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	
5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
7. 7号炉		7. 7号炉		
	項目		頻度	
	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は、サプレッションプール水位が-4, 930 mm以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が貯蔵槽底部から4.4 m以上あることを確認する。		12時間に1回	
	2. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>※1</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。		1ヶ月に1回	
	3. 動作可能であるべき高圧炉心注水系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。		1ヶ月に1回	
	4. 動作可能であるべき高圧炉心注水系及び低圧注水系について、動作可能であることを管理的手段により確認する。		待機状態となる前に1回	
	5. 動作可能であるべき復水移送ポンプが運転中であることを確認する。		1ヶ月に1回	
<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>		<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵槽）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表40-3			表40-3			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間	A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	
C. 2系列が動作不能の場合	C 1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 及び C 2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間	C. 2系列が動作不能の場合	C 1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 及び C 2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間	
D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D 2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D 3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D 2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D 3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>(原子炉隔離時冷却系)</p> <p>第41条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 原子炉隔離時冷却系は表41-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において, 原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表41-3の措置を講じる。</p> <p>※1: 主要配管とは, 原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源(サブプレッションプール又は復水貯蔵槽)からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管, 並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁と電動弁とは, 主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は, 当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>表41-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却系</td> <td style="text-align: center;">動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表41-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m<sup>3</sup>/hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">定検停止後の原子炉起動中<sup>※2</sup>に1回 その後 1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2: 主蒸気圧力設定を1.03MPa[gage]とした場合の原子炉圧力をいう。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉隔離時冷却系	動作可能であること	項 目	頻 度	1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m <sup>3</sup> /hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中 <sup>※2</sup> に1回 その後 1ヶ月に1回	2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回	<p>(原子炉隔離時冷却系)</p> <p>第41条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 原子炉隔離時冷却系は表41-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において, 原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)において, 表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表41-3の措置を講じる。</p> <p>※1: 主要配管とは, 原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源(サブプレッションプール又は復水貯蔵槽)からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管, 並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁と電動弁とは, 主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は, 当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>表41-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却系</td> <td style="text-align: center;">動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表41-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m<sup>3</sup>/hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">定検停止後の原子炉起動中<sup>※2</sup>に1回 その後 1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2: 主蒸気圧力設定を1.03MPa[gage]とした場合の原子炉圧力をいう。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉隔離時冷却系	動作可能であること	項 目	頻 度	1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m <sup>3</sup> /hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中 <sup>※2</sup> に1回 その後 1ヶ月に1回	2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																					
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること																					
項 目	頻 度																					
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m <sup>3</sup> /hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中 <sup>※2</sup> に1回 その後 1ヶ月に1回																					
2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回																					
項 目	運転上の制限																					
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること																					
項 目	頻 度																					
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が136m <sup>3</sup> /hで, 全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて80m以上であることを確認する。 また, ポンプの運転確認後, ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中 <sup>※2</sup> に1回 その後 1ヶ月に1回																					
2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。 また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に1回 その後 1ヶ月に1回																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表41-3			表41-3			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。	10日間	A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A 1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。	10日間	
	及び A 2. 高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。	速やかに		及び A 2. 高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。	速やかに	
	及び A 3. 自動減圧系（原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。	速やかに		及び A 3. 自動減圧系（原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合）の高圧窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。	速やかに	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間	
	及び B 2. 原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	36時間		及び B 2. 原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																										
<p>(主蒸気隔離弁) 第42条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気隔離弁は、表42-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表42-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 原子炉GMは、定検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表42-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表42-3の措置を講じる。</p> <p>表42-1</p> <table border="1" data-bbox="142 751 1240 898"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表42-2</p> <table border="1" data-bbox="142 978 1240 1184"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁全閉時間</td> <td>3秒以上 4.5秒以下</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の漏えい率</td> <td>原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表42-3</p> <table border="1" data-bbox="142 1264 1294 1512"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	主蒸気隔離弁	動作可能であること	項 目	判 定 値	主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上 4.5秒以下	主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	及び B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(主蒸気隔離弁) 第42条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気隔離弁は、表42-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表42-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 原子炉GMは、定検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表42-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表42-3の措置を講じる。</p> <p>表42-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 751 2478 898"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表42-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 978 2478 1184"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁全閉時間</td> <td>3秒以上 4.5秒以下</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の漏えい率</td> <td>原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表42-3</p> <table border="1" data-bbox="1380 1264 2549 1512"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	主蒸気隔離弁	動作可能であること	項 目	判 定 値	主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上 4.5秒以下	主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	及び B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																																											
主蒸気隔離弁	動作可能であること																																											
項 目	判 定 値																																											
主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上 4.5秒以下																																											
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下																																											
条 件	要求される措置	完了時間																																										
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間																																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																										
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																																										
項 目	運転上の制限																																											
主蒸気隔離弁	動作可能であること																																											
項 目	判 定 値																																											
主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上 4.5秒以下																																											
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下																																											
条 件	要求される措置	完了時間																																										
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間																																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																										
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																																										

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																				
<p>(格納容器及び格納容器隔離弁)</p> <p>第43条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器及び格納容器隔離弁は、表43-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウェル点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器が機能喪失とはみなさない。</p> <p>2. 格納容器及び格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、格納容器漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 運転評価GMは、定検停止時に、表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器又は格納容器隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表43-4の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表43-4の措置を講じる。</p> <p>表43-1</p> <table border="1" data-bbox="127 1031 994 1209"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表43-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1331 1311 1463"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1545 1311 1677"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1759 1311 1892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器	機能が健全であること	格納容器隔離弁	動作可能であること	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)	<p>(格納容器及び格納容器隔離弁)</p> <p>第43条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器<sup>※1</sup>及び格納容器隔離弁<sup>※1</sup>は、表43-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウェル点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器が機能喪失とはみなさない。</p> <p>2. 格納容器及び格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、格納容器漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 運転評価GMは、定検停止時に、表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器又は格納容器隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表43-4の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表43-4の措置を講じる。</p> <p><u>※1：7号炉の格納容器及び格納容器隔離弁は重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p> <p>表43-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 1031 2249 1209"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表43-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1331 2567 1463"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1545 2567 1677"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1759 2567 1892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判 定 値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器	機能が健全であること	格納容器隔離弁	動作可能であること	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)	項 目	判 定 値	格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項 目	運転上の制限																																					
格納容器	機能が健全であること																																					
格納容器隔離弁	動作可能であること																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)																																					
項 目	運転上の制限																																					
格納容器	機能が健全であること																																					
格納容器隔離弁	動作可能であること																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 空気, 設計圧力において)																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)																																					
項 目	判 定 値																																					
格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温, 最高使用圧力の0.9倍の圧力, 空気において)																																					



変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>表43-3 1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 310 1234 1913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁	<p>表43-3 1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1389 310 2487 1913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気隔離弁間ドレン弁 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却原子炉側吸込弁 残留熱除去系吸込ライン外側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却注入隔離弁 残留熱除去系ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第一止め弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液ライン第二隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第一隔離弁 ドライウエルオイルドレンライン第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 ページライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 ページ用空気供給側隔離弁 ページ用格納容器入口隔離弁 ページ用圧力抑制室入口隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第一隔離弁 窒素ガス供給用格納容器第二隔離弁 窒素ガス供給用圧力抑制室第一隔離弁 ページ用窒素供給側隔離弁 ベント用格納容器出口隔離弁 ベント用格納容器非常用ガス処理系側隔離弁 ベント用格納容器換気空調系側隔離弁 ベント用圧力抑制室出口隔離弁																

変更前	変更後	備考																																																																
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁制御用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>酸素分析サンプル隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>酸素分析サンプル隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>    原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>    可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>    事故後炉水サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後炉水サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>    ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>    ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁	ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	真空破壊弁制御用空気配管隔離弁	酸素分析サンプル隔離弁（内側）	酸素分析サンプル隔離弁（外側）	放射線モニタ入口側隔離弁（内側）	放射線モニタ入口側隔離弁（外側）	放射線モニタ出口側隔離弁（内側）	放射線モニタ出口側隔離弁（外側）	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁	(9) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング第一隔離弁	事故後炉水サンプリング第二隔離弁	事故後サンプリング戻り第一止め弁	事故後サンプリング戻り第二止め弁	事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁	事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁	(11) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁制御用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>酸素分析サンプル隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>酸素分析サンプル隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁（内側）</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁（外側）</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>    原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>    可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>    事故後炉水サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後炉水サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>    事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>    ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>    ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁	ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	真空破壊弁制御用空気配管隔離弁	酸素分析サンプル隔離弁（内側）	酸素分析サンプル隔離弁（外側）	放射線モニタ入口側隔離弁（内側）	放射線モニタ入口側隔離弁（外側）	放射線モニタ出口側隔離弁（内側）	放射線モニタ出口側隔離弁（外側）	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁	(9) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング第一隔離弁	事故後炉水サンプリング第二隔離弁	事故後サンプリング戻り第一止め弁	事故後サンプリング戻り第二止め弁	事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁	事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁	(11) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	
項目																																																																		
ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁																																																																		
ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁																																																																		
格納容器ベント弁																																																																		
真空破壊弁制御用空気配管隔離弁																																																																		
酸素分析サンプル隔離弁（内側）																																																																		
酸素分析サンプル隔離弁（外側）																																																																		
放射線モニタ入口側隔離弁（内側）																																																																		
放射線モニタ入口側隔離弁（外側）																																																																		
放射線モニタ出口側隔離弁（内側）																																																																		
放射線モニタ出口側隔離弁（外側）																																																																		
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																		
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																		
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																		
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																		
可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁																																																																		
可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁																																																																		
(9) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																		
(10) 試料採取系																																																																		
事故後炉水サンプリング第一隔離弁																																																																		
事故後炉水サンプリング第二隔離弁																																																																		
事故後サンプリング戻り第一止め弁																																																																		
事故後サンプリング戻り第二止め弁																																																																		
事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁																																																																		
事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁																																																																		
(11) 復水補給水系																																																																		
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																		
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																		
項目																																																																		
ベント用格納容器出口隔離弁バイパス弁																																																																		
ベント用圧力抑制室出口隔離弁バイパス弁																																																																		
格納容器ベント弁																																																																		
真空破壊弁制御用空気配管隔離弁																																																																		
酸素分析サンプル隔離弁（内側）																																																																		
酸素分析サンプル隔離弁（外側）																																																																		
放射線モニタ入口側隔離弁（内側）																																																																		
放射線モニタ入口側隔離弁（外側）																																																																		
放射線モニタ出口側隔離弁（内側）																																																																		
放射線モニタ出口側隔離弁（外側）																																																																		
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																		
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																		
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																		
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																		
可燃性ガス濃度制御系入口隔離弁																																																																		
可燃性ガス濃度制御系出口隔離弁																																																																		
(9) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																		
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																		
(10) 試料採取系																																																																		
事故後炉水サンプリング第一隔離弁																																																																		
事故後炉水サンプリング第二隔離弁																																																																		
事故後サンプリング戻り第一止め弁																																																																		
事故後サンプリング戻り第二止め弁																																																																		
事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁																																																																		
事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁																																																																		
(11) 復水補給水系																																																																		
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																		
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																		

変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>2. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 268 1234 1913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	<p>2. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1394 268 2487 1913"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 移動式炉心内計装系パーズライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																

変更前	変更後	備考																																																																				
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)</td> </tr> <tr> <td>(8) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>入口隔離弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>入口第一隔離弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>出口隔離弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>出口第一隔離弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>(10) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	格納容器ベント弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	(7) 漏えい検出系	放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)	放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)	放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)	放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)	(8) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(9) 可燃性ガス濃度制御系	入口隔離弁 (A)	入口第一隔離弁 (B)	出口隔離弁 (A)	出口第一隔離弁 (B)	(10) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(11) 試料採取系	事故後炉水サンプリング内側隔離弁	事故後炉水サンプリング外側隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(12) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)</td> </tr> <tr> <td>(8) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>入口隔離弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>入口第一隔離弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>出口隔離弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>出口第一隔離弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>(10) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	格納容器ベント弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	(7) 漏えい検出系	放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)	放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)	放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)	放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)	(8) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(9) 可燃性ガス濃度制御系	入口隔離弁 (A)	入口第一隔離弁 (B)	出口隔離弁 (A)	出口第一隔離弁 (B)	(10) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(11) 試料採取系	事故後炉水サンプリング内側隔離弁	事故後炉水サンプリング外側隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(12) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	
項目																																																																						
格納容器ベント弁																																																																						
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																						
露点サンプリング第一隔離弁																																																																						
露点サンプリング第二隔離弁																																																																						
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																						
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																						
(7) 漏えい検出系																																																																						
放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)																																																																						
放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)																																																																						
放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)																																																																						
放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)																																																																						
(8) 原子炉冷却材浄化系																																																																						
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																						
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																						
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																						
(9) 可燃性ガス濃度制御系																																																																						
入口隔離弁 (A)																																																																						
入口第一隔離弁 (B)																																																																						
出口隔離弁 (A)																																																																						
出口第一隔離弁 (B)																																																																						
(10) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																						
(11) 試料採取系																																																																						
事故後炉水サンプリング内側隔離弁																																																																						
事故後炉水サンプリング外側隔離弁																																																																						
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																						
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																						
(12) 復水補給水系																																																																						
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																						
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																						
項目																																																																						
格納容器ベント弁																																																																						
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																						
露点サンプリング第一隔離弁																																																																						
露点サンプリング第二隔離弁																																																																						
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																						
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																						
(7) 漏えい検出系																																																																						
放射線モニタ入口側隔離弁 (内側)																																																																						
放射線モニタ入口側隔離弁 (外側)																																																																						
放射線モニタ出口側隔離弁 (内側)																																																																						
放射線モニタ出口側隔離弁 (外側)																																																																						
(8) 原子炉冷却材浄化系																																																																						
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																						
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																						
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																						
(9) 可燃性ガス濃度制御系																																																																						
入口隔離弁 (A)																																																																						
入口第一隔離弁 (B)																																																																						
出口隔離弁 (A)																																																																						
出口第一隔離弁 (B)																																																																						
(10) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																						
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																						
(11) 試料採取系																																																																						
事故後炉水サンプリング内側隔離弁																																																																						
事故後炉水サンプリング外側隔離弁																																																																						
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																						
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																						
(12) 復水補給水系																																																																						
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																						
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																						

変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>3. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 268 1234 1713"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁	<p>3. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1394 268 2487 1713"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁	(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁 系統暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 玉形弁 パーズライン隔離弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器パーズ用空気供給隔離弁 ドライウエルパーズ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバパーズ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器パーズ用窒素供給隔離弁																

変更前	変更後	備考																																																																														
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ドライウエルベント用出口隔離弁</td></tr> <tr><td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td></tr> <tr><td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td></tr> <tr><td>格納容器ベント弁</td></tr> <tr><td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td></tr> <tr><td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング第一隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング第二隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁</td></tr> <tr><td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td></tr> <tr><td>  入口第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  入口第二隔離弁</td></tr> <tr><td>  出口第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  出口第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(9) 格納容器内雰囲気モニタ系</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td></tr> <tr><td>(10) 試料採取系</td></tr> <tr><td>  事故後炉水サンプリング内側隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後炉水サンプリング外側隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(11) 復水補給水系</td></tr> <tr><td>  ペDESTAL注入ライン流量調節弁</td></tr> <tr><td>  ペDESTAL注入ライン隔離弁</td></tr> </tbody> </table>	項目	ドライウエルベント用出口隔離弁	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	格納容器ベント弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口第一隔離弁	入口第二隔離弁	出口第一隔離弁	出口第二隔離弁	(9) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング内側隔離弁	事故後炉水サンプリング外側隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(11) 復水補給水系	ペDESTAL注入ライン流量調節弁	ペDESTAL注入ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ドライウエルベント用出口隔離弁</td></tr> <tr><td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td></tr> <tr><td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td></tr> <tr><td>格納容器ベント弁</td></tr> <tr><td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td></tr> <tr><td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング第一隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング第二隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td></tr> <tr><td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁</td></tr> <tr><td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td></tr> <tr><td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁</td></tr> <tr><td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td></tr> <tr><td>  入口第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  入口第二隔離弁</td></tr> <tr><td>  出口第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  出口第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(9) 格納容器内雰囲気モニタ系</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁</td></tr> <tr><td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁</td></tr> <tr><td>(10) 試料採取系</td></tr> <tr><td>  事故後炉水サンプリング内側隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後炉水サンプリング外側隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td></tr> <tr><td>  事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td></tr> <tr><td>(11) 復水補給水系</td></tr> <tr><td>  ペDESTAL注入ライン流量調節弁</td></tr> <tr><td>  ペDESTAL注入ライン隔離弁</td></tr> </tbody> </table>	項目	ドライウエルベント用出口隔離弁	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	格納容器ベント弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口第一隔離弁	入口第二隔離弁	出口第一隔離弁	出口第二隔離弁	(9) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング内側隔離弁	事故後炉水サンプリング外側隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(11) 復水補給水系	ペDESTAL注入ライン流量調節弁	ペDESTAL注入ライン隔離弁	
項目																																																																																
ドライウエルベント用出口隔離弁																																																																																
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																
格納容器ベント弁																																																																																
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																																
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																																
露点サンプリング第一隔離弁																																																																																
露点サンプリング第二隔離弁																																																																																
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁																																																																																
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																
原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁																																																																																
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																
入口第一隔離弁																																																																																
入口第二隔離弁																																																																																
出口第一隔離弁																																																																																
出口第二隔離弁																																																																																
(9) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																																
(10) 試料採取系																																																																																
事故後炉水サンプリング内側隔離弁																																																																																
事故後炉水サンプリング外側隔離弁																																																																																
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																
(11) 復水補給水系																																																																																
ペDESTAL注入ライン流量調節弁																																																																																
ペDESTAL注入ライン隔離弁																																																																																
項目																																																																																
ドライウエルベント用出口隔離弁																																																																																
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																
格納容器ベント弁																																																																																
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																																
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																																
露点サンプリング第一隔離弁																																																																																
露点サンプリング第二隔離弁																																																																																
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁																																																																																
漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁																																																																																
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																
原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側出口弁																																																																																
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																
入口第一隔離弁																																																																																
入口第二隔離弁																																																																																
出口第一隔離弁																																																																																
出口第二隔離弁																																																																																
(9) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁																																																																																
事故後格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁																																																																																
(10) 試料採取系																																																																																
事故後炉水サンプリング内側隔離弁																																																																																
事故後炉水サンプリング外側隔離弁																																																																																
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																
(11) 復水補給水系																																																																																
ペDESTAL注入ライン流量調節弁																																																																																
ペDESTAL注入ライン隔離弁																																																																																

変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>4. 4号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 268 1234 1755"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁	(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁	<p>4. 4号炉</p> <table border="1" data-bbox="1397 268 2490 1755"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁	(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 暖機水サブプレッションプール側排出隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁																

変更前	変更後	備考																																																																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(13) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口第一隔離弁	入口第二隔離弁	出口第一隔離弁	出口第二隔離弁	(9) 漏えい検出系	漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口	漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口	漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口	漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口	(10) 試料採取系	試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁	試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁	試料採取系サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系サンプル戻り二次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	(13) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(13) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口第一隔離弁	入口第二隔離弁	出口第一隔離弁	出口第二隔離弁	(9) 漏えい検出系	漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口	漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口	漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口	漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口	(10) 試料採取系	試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁	試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁	試料採取系サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系サンプル戻り二次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	(13) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	
項目																																																																																				
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																																				
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																				
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																				
格納容器ベント弁																																																																																				
サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁																																																																																				
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁																																																																																				
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																				
入口第一隔離弁																																																																																				
入口第二隔離弁																																																																																				
出口第一隔離弁																																																																																				
出口第二隔離弁																																																																																				
(9) 漏えい検出系																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口																																																																																				
(10) 試料採取系																																																																																				
試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁																																																																																				
試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁																																																																																				
試料採取系サンプル戻り一次隔離弁																																																																																				
試料採取系サンプル戻り二次隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁																																																																																				
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																																				
弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁																																																																																				
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																																				
(13) 復水補給水系																																																																																				
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																																				
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																																				
項目																																																																																				
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																																				
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																				
サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																																				
格納容器ベント弁																																																																																				
サプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁																																																																																				
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ブローラインサプレッションプール側隔離弁																																																																																				
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																				
入口第一隔離弁																																																																																				
入口第二隔離弁																																																																																				
出口第一隔離弁																																																																																				
出口第二隔離弁																																																																																				
(9) 漏えい検出系																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 入口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 入口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター一次隔離弁 (内側) 出口																																																																																				
漏えい検出系放射線モニター二次隔離弁 (外側) 出口																																																																																				
(10) 試料採取系																																																																																				
試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁																																																																																				
試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁																																																																																				
試料採取系サンプル戻り一次隔離弁																																																																																				
試料採取系サンプル戻り二次隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル戻り一次隔離弁																																																																																				
試料採取系事故後炉水サンプル戻り二次隔離弁																																																																																				
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																																				
弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁																																																																																				
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																																				
(13) 復水補給水系																																																																																				
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																																				
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																																				



変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>5. 5号炉</p> <table border="1" data-bbox="139 268 1234 1717"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁	(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁	<p>5. 5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1397 268 2493 1717"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁	(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 停止時冷却注入隔離弁 ヘッドスプレイ注入弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 サブプレッションプール排水系第一止め弁 サブプレッションプール排水系第二止め弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一隔離弁 事故後残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二隔離弁 残留熱除去系停止時冷却用暖機弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンブ第二隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第一隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンブ第二隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 ボール弁 ページ弁																
(6) 不活性ガス系 格納容器ページ用空気供給隔離弁 ドライウエルページ用入口隔離弁 サブプレッションチェンバページ用入口隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サブプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁																

変更前	変更後	備考																																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  ブローラインサブプレッションプール側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  入口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	ブローラインサブプレッションプール側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口隔離弁	出口隔離弁	(9) 漏えい検出系	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口	(10) 試料採取系	試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁	試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁	試料採取系サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系サンプル戻り二次隔離弁	試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁	試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁	試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁	試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁	試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	ドレンライン隔離弁	(12) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  ブローラインサブプレッションプール側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  入口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) 漏えい検出系</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口</td> </tr> <tr> <td>  漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り一次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>  ペDESTAL注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁	ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	格納容器ベント弁	サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	ブローラインサブプレッションプール側隔離弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	入口隔離弁	出口隔離弁	(9) 漏えい検出系	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口	漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口	(10) 試料採取系	試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁	試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁	試料採取系サンプル戻り一次隔離弁	試料採取系サンプル戻り二次隔離弁	試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁	試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁	試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁	試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁	試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	ドレンライン隔離弁	(12) 復水補給水系	ペDESTAL注水ライン流量調節弁	ペDESTAL注水ライン隔離弁	
項目																																																																														
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																														
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																														
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																														
格納容器ベント弁																																																																														
サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁																																																																														
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																														
ブローラインサブプレッションプール側隔離弁																																																																														
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																														
入口隔離弁																																																																														
出口隔離弁																																																																														
(9) 漏えい検出系																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口																																																																														
(10) 試料採取系																																																																														
試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り一次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り二次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁																																																																														
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																														
ドレンライン隔離弁																																																																														
(12) 復水補給水系																																																																														
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																														
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																														
項目																																																																														
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁																																																																														
ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																														
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																																																																														
格納容器ベント弁																																																																														
サブプレッションチェンバ計装用空気配管隔離弁																																																																														
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																														
ブローラインサブプレッションプール側隔離弁																																																																														
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																														
入口隔離弁																																																																														
出口隔離弁																																																																														
(9) 漏えい検出系																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 入口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 入口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (内側) 出口																																																																														
漏えい検出系放射線モニタ隔離弁 (外側) 出口																																																																														
(10) 試料採取系																																																																														
試料採取系ドライウエルサンプル一次隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウエルサンプル二次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り一次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り二次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル一次入口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル二次入口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル一次出口弁																																																																														
試料採取系事故後ガスサンプル二次出口弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル内側隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル外側隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り第一隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り第二隔離弁																																																																														
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																														
ドレンライン隔離弁																																																																														
(12) 復水補給水系																																																																														
ペDESTAL注水ライン流量調節弁																																																																														
ペDESTAL注水ライン隔離弁																																																																														

変 更 前	変 更 後	備 考														
<p>6. 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 268 1234 1875"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁	(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	<p>6. 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1394 268 2487 1875"> <thead> <tr> <th>項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁	(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁	(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁																
(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																
項 目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁																
(4) 廃棄物処理系 ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ用電磁弁																
(6) 不活性ガス系 ドライウエルページ用入口隔離弁 サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 ドライウエル窒素入口隔離弁 サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁 格納容器ページ用空気供給隔離弁 格納容器窒素供給隔離弁 格納容器ページ用窒素供給隔離弁 換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																

変更前	変更後	備考																																																																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) サプレッションプール浄化系</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(13) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル注水流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	(9) サプレッションプール浄化系	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング第一隔離弁	事故後炉水サンプリング第二隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	(13) 復水補給水系	下部ドライウェル注水流量調節弁	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>露点サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) サプレッションプール浄化系</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後炉水サンプリング第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>事故後サンプリング戻り第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>(13) 復水補給水系</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル注水流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウェル注水ライン隔離弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	露点サンプリング第一隔離弁	露点サンプリング第二隔離弁	露点サンプリング戻り第一隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁	漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	(9) サプレッションプール浄化系	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁	(10) 試料採取系	事故後炉水サンプリング第一隔離弁	事故後炉水サンプリング第二隔離弁	事故後サンプリング戻り第一隔離弁	事故後サンプリング戻り第二隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	(13) 復水補給水系	下部ドライウェル注水流量調節弁	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	
項目																																																																																				
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁																																																																																				
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																																				
露点サンプリング第一隔離弁																																																																																				
露点サンプリング第二隔離弁																																																																																				
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																				
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁																																																																																				
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																																				
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁																																																																																				
(9) サプレッションプール浄化系																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁																																																																																				
(10) 試料採取系																																																																																				
事故後炉水サンプリング第一隔離弁																																																																																				
事故後炉水サンプリング第二隔離弁																																																																																				
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																				
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																				
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																																				
主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁																																																																																				
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																																				
(13) 復水補給水系																																																																																				
下部ドライウェル注水流量調節弁																																																																																				
下部ドライウェル注水ライン隔離弁																																																																																				
項目																																																																																				
非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																																				
格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁																																																																																				
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																																				
露点サンプリング第一隔離弁																																																																																				
露点サンプリング第二隔離弁																																																																																				
露点サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																				
露点サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ入口側第一隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ入口側第二隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ出口側第一隔離弁																																																																																				
漏えい検出系放射線モニタ出口側第二隔離弁																																																																																				
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレイ隔離弁																																																																																				
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																																				
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁																																																																																				
可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁																																																																																				
(9) サプレッションプール浄化系																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁																																																																																				
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁																																																																																				
(10) 試料採取系																																																																																				
事故後炉水サンプリング第一隔離弁																																																																																				
事故後炉水サンプリング第二隔離弁																																																																																				
事故後サンプリング戻り第一隔離弁																																																																																				
事故後サンプリング戻り第二隔離弁																																																																																				
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																																				
主蒸気隔離弁弁グランド部漏えい処理系第一隔離弁																																																																																				
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																																				
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																																				
(13) 復水補給水系																																																																																				
下部ドライウェル注水流量調節弁																																																																																				
下部ドライウェル注水ライン隔離弁																																																																																				

変更前	変更後	備考														
<p>7. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 268 1234 1780"> <thead> <tr> <th>項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁	(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁	(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	<p>7. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1394 268 2487 1755"> <thead> <tr> <th>項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁</td> </tr> <tr> <td>(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁</td> </tr> <tr> <td>(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁	(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁	(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁	(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁	(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁	(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁	
項目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁																
(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁																
(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																
項目																
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン内側隔離弁 主蒸気ドレンライン外側隔離弁																
(2) 炉水サンプル系 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系炉水サンプル外側隔離弁																
(3) 残留熱除去系 残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁 残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁 残留熱除去系注入弁 残留熱除去系注入隔離弁 残留熱除去系低圧注水モード試験可能逆止弁バイパス弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第一止め弁 残留熱除去系サプレッションプール排水系第二止め弁 残留熱除去系系統暖機弁 残留熱除去系プロセスサンプル第一隔離弁 残留熱除去系プロセスサンプル第二隔離弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第一炉水サンプリング弁 残留熱除去系事故後サンプリング設備第二炉水サンプリング弁																
(4) 廃棄物処理系 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル低電導度廃液系サンプ外側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ内側隔離弁 放射線ドレン移送系ドライウエル高電導度廃液系サンプ外側隔離弁																
(5) 移動式炉心内計装系 移動式炉心内計装系ボール弁 移動式炉心内計装系ページ弁																
(6) 不活性ガス系 不活性ガス系ドライウエルページ用入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバページ用入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエル窒素入口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバ窒素入口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 不活性ガス系ドライウエルベント用出口隔離弁バイパス弁 不活性ガス系サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパス弁																

変更前	変更後	備考																																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) サプレッションプール浄化系</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁	不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁	不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁	不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	(9) サプレッションプール浄化系	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁	(10) 試料採取系	試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁	試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁	試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁	試料採取系サンプル戻り1次隔離弁	試料採取系サンプル戻り2次隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁計装用空気配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(7) 原子炉冷却材浄化系</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁</td> </tr> <tr> <td>(8) 可燃性ガス濃度制御系</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(9) サプレッションプール浄化系</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(10) 試料採取系</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り1次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>  試料採取系サンプル戻り2次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(11) 弁グランド部漏えい処理系</td> </tr> <tr> <td>  弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td>(12) 格納容器内雰囲気モニタ系</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>  事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	項目	不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁	不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁	不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁	不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁	不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁	不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	真空破壊弁計装用空気配管隔離弁	(7) 原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁	原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁	原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁	(8) 可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	(9) サプレッションプール浄化系	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁	サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁	(10) 試料採取系	試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁	試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁	試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁	試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁	試料採取系サンプル戻り1次隔離弁	試料採取系サンプル戻り2次隔離弁	(11) 弁グランド部漏えい処理系	弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁	(12) 格納容器内雰囲気モニタ系	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁	事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁	
項目																																																																														
不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁																																																																														
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																														
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																														
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																														
可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁																																																																														
(9) サプレッションプール浄化系																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁																																																																														
(10) 試料採取系																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り1次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り2次隔離弁																																																																														
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																														
弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁																																																																														
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																														
項目																																																																														
不活性ガス系格納容器バージ用空気供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器窒素供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器バージ用窒素供給隔離弁																																																																														
不活性ガス系換気空調系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
不活性ガス系非常用ガス処理系側格納容器ベント用隔離弁																																																																														
不活性ガス系格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁																																																																														
真空破壊弁計装用空気配管隔離弁																																																																														
(7) 原子炉冷却材浄化系																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン内側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系吸込ライン外側隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイ隔離弁																																																																														
原子炉冷却材浄化系ブローラインサブプレッションプール側出口弁																																																																														
(8) 可燃性ガス濃度制御系																																																																														
可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁																																																																														
可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁																																																																														
(9) サプレッションプール浄化系																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第一隔離弁																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール側吸込第二隔離弁																																																																														
サブプレッションプール浄化系サブプレッションプール戻り隔離弁																																																																														
(10) 試料採取系																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル1次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル2次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁																																																																														
試料採取系事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング内側隔離弁																																																																														
試料採取系ドライウェル雰囲気サンプリング外側隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り1次隔離弁																																																																														
試料採取系サンプル戻り2次隔離弁																																																																														
(11) 弁グランド部漏えい処理系																																																																														
弁グランド部漏えい処理系ドレンライン隔離弁																																																																														
(12) 格納容器内雰囲気モニタ系																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第一止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング入口第二止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第一止め弁																																																																														
事故後格納容器雰囲気サンプリング出口第二止め弁																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考						
<table border="1" data-bbox="142 233 1234 604"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 233 1234 275">項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 275 1234 478">                     (13) 漏えい検出系                      漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 478 1234 604">                     (14) 復水補給水系                      下部ドライウェル注水流量調節弁                      下部ドライウェル注水ライン隔離弁                 </td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(13) 漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁	(14) 復水補給水系 下部ドライウェル注水流量調節弁 下部ドライウェル注水ライン隔離弁	<table border="1" data-bbox="1397 233 2490 604"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 233 2490 275">項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 275 2490 478">                     (13) 漏えい検出系                      漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁                      漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 478 2490 604">                     (14) 復水補給水系                      下部ドライウェル注水流量調節弁                      下部ドライウェル注水ライン隔離弁                 </td> </tr> </tbody> </table>	項 目	(13) 漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁	(14) 復水補給水系 下部ドライウェル注水流量調節弁 下部ドライウェル注水ライン隔離弁	
項 目								
(13) 漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁								
(14) 復水補給水系 下部ドライウェル注水流量調節弁 下部ドライウェル注水ライン隔離弁								
項 目								
(13) 漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口2次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口1次隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ出口2次隔離弁								
(14) 復水補給水系 下部ドライウェル注水流量調節弁 下部ドライウェル注水ライン隔離弁								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表43-4			表43-4			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 条件B, C又はD以外の場合であって, 格納容器の機能が健全でない場合	A 1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1時間	A. 条件B, C又はD以外の場合であって, 格納容器の機能が健全でない場合	A 1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1時間	
B. 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合  〔主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁2個を有する配管に適用〕	B 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び B 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	B. 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合  〔主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁2個を有する配管に適用〕	B 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び B 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	
C. 動作不能な格納容器隔離弁2個を有する配管が1つ以上ある場合  〔主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁2個を有する配管に適用〕	C 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び C 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1時間  1ヶ月に1回	C. 動作不能な格納容器隔離弁2個を有する配管が1つ以上ある場合  〔主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁2個を有する配管に適用〕	C 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び C 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1時間  1ヶ月に1回	
D. 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合  〔格納容器隔離弁1個を有する配管に適用〕	D 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び D 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	D. 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合  〔格納容器隔離弁1個を有する配管に適用〕	D 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。*1 及び D 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし, 第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	
E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止にする。 及び E 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
*1: 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより, 当該系統の機能が喪失した場合は, 該当する条文を適用する。			*1: 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより, 当該系統の機能が喪失した場合は, 該当する条文を適用する。			



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p> <p>表44-1</p> <table border="1" data-bbox="136 829 1329 987"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1066 1329 1396"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合</td> <td>A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合</td> <td>B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び C 2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間	B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁<sup>※1</sup>は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：7号炉のサブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p> <p>表44-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 829 2552 987"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1066 2552 1396"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合</td> <td>A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合</td> <td>B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び C 2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間	B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																					
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間																																				
B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																																				
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																				
	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間																																				
項目	運転上の制限																																					
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A 1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間																																				
B. 真空破壊弁1弁以上が全閉不能の場合	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																																				
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																				
	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																												
<p>(サブプレッションプールの平均水温)</p> <p>第45条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの平均水温<sup>※1</sup>は、表45-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後24時間までを除く。</p> <p>2. サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような場合、サブプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えた時には、5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47℃を超えた場合には、サブプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し、24時間以内に平均水温を35℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においてサブプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッションプールの平均水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表45-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1</u>：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。</p> <p>表45-1</p> <table border="1" data-bbox="127 1108 1219 1247"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプールの平均水温</td> <td>35℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表45-2</p> <table border="1" data-bbox="127 1329 1264 1795"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合</td> <td>A1. 35℃以下に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合</td> <td>C1. 原子炉をスクラムする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C3. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションプールの平均水温	35℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合	A1. 35℃以下に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間	C3. 冷温停止にする。	36時間	<p>(サブプレッションプールの平均水温)</p> <p>第45条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプール<sup>※1</sup>の平均水温<sup>※2</sup>は、表45-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系<sup>又は</sup>高压代替注水系<sup>※3</sup>の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後24時間までを除く。</p> <p>2. サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系<sup>又は</sup>高压代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような場合、サブプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えた時には、5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47℃を超えた場合には、サブプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し、24時間以内に平均水温を35℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においてサブプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッションプールの平均水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表45-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1</u>：7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p><u>※2</u>：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。</p> <p><u>※3</u>：高压代替注水系は、7号炉のみ適用。</p> <p>表45-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 1108 2475 1247"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプールの平均水温</td> <td>35℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表45-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1329 2531 1795"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合</td> <td>A1. 35℃以下に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合</td> <td>C1. 原子炉をスクラムする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C3. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションプールの平均水温	35℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合	A1. 35℃以下に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間	C3. 冷温停止にする。	36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																													
サブプレッションプールの平均水温	35℃以下																																													
条件	要求される措置	完了時間																																												
A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合	A1. 35℃以下に復旧する。	24時間																																												
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																												
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																												
C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに																																												
	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																												
	C3. 冷温停止にする。	36時間																																												
項目	運転上の制限																																													
サブプレッションプールの平均水温	35℃以下																																													
条件	要求される措置	完了時間																																												
A. サプレッションプール平均水温が35℃を超えている場合	A1. 35℃以下に復旧する。	24時間																																												
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																												
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																												
C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに																																												
	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																												
	C3. 冷温停止にする。	36時間																																												

変更前

(サブプレッションプールの水位)  
 第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。

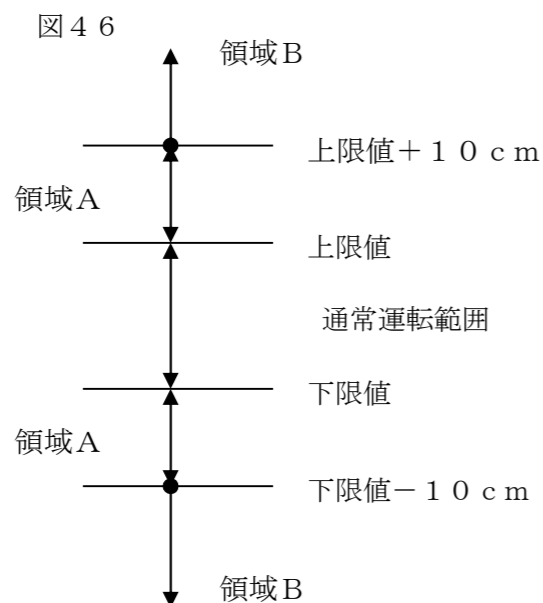
2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表46-2の措置を講じる。

表46-1

項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限
1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上



変更後

(サブプレッションプールの水位)  
 第46条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプール<sup>※1</sup>の水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。なお、7号炉において、高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、運転確認開始から確認終了後24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさないが、領域Bに移行した場合は、運転上の制限の逸脱と判断する。

2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、7号炉において、高圧代替注水系の運転確認等により、サブプレッションプールの水位が図46の領域Aに移行した場合、5分毎にサブプレッションプールの水位を監視するとともに、領域Bに近接した場合は、水位が変動するような運転確認等を中止し、24時間以内に水位を制限値内に復旧する。

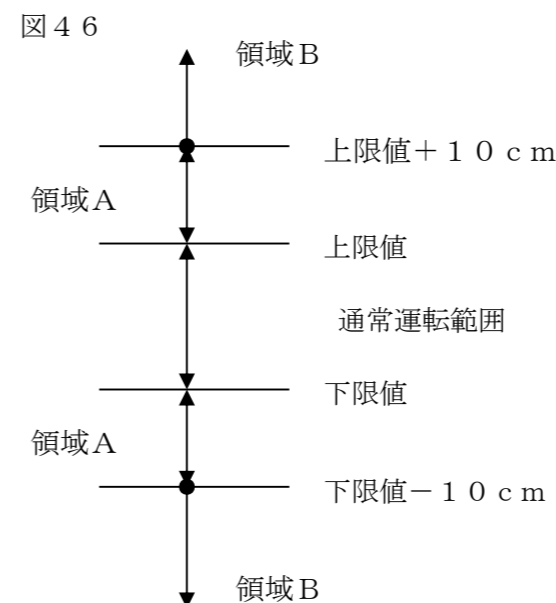
(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションプールの水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表46-2の措置を講じる。

※1: 7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。

表46-1

項目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限
1号炉	+12.0cm(上限値)以下 -10.0cm(下限値)以上
2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉	+8.0cm(上限値)以下 -8.0cm(下限値)以上
6号炉及び7号炉	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上



原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表46-2			表46-2			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. サプレッションプールの水位が図46の領域Aの場合	A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間	A. サプレッションプールの水位が図46の領域Aの場合	A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間		及び B2. 冷温停止にする。	36時間	
C. サプレッションプールの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	C. サプレッションプールの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																								
<p>(可燃性ガス濃度制御系)</p> <p>第47条 原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表47-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系ブローが起動すること及び可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表47-2の措置を講じる。</p> <p>表47-1</p> <table border="1" data-bbox="136 747 1273 863"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>2系列*1が動作可能であること*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、ブロー1台、再結合器1基及び必要な弁並びに配管をいう。</p> <p>※2：3号炉・4号炉共用、<u>6号炉・7号炉共用</u>。なお、共用している可燃性ガス濃度制御装置を移動している期間及び隣接号炉に設置している期間は動作不能とはみなさない。</p> <p>表47-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉<u>及び</u>5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1108 1285 1488"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, <u>4号炉, 6号炉及び7号炉</u></p> <table border="1" data-bbox="136 1568 1285 1948"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること*2	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	<p>(可燃性ガス濃度制御系)</p> <p>第47条 原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表47-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系ブローが起動すること及び可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表47-2の措置を講じる。</p> <p>表47-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 747 2519 863"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>2系列*1が動作可能であること*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、ブロー1台、再結合器1基及び必要な弁並びに配管をいう。</p> <p>※2：3号炉・4号炉共用。なお、共用している可燃性ガス濃度制御装置を移動している期間及び隣接号炉に設置している期間は動作不能とはみなさない。</p> <p>表47-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, <u>5号炉, 6号炉及び7号炉</u></p> <table border="1" data-bbox="1383 1108 2549 1488"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉<u>及び</u>4号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1568 2549 1948"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること*2	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																																																									
可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること*2																																																									
条件	要求される措置	完了時間																																																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに																																																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																								
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																								
条件	要求される措置	完了時間																																																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに																																																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																																								
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																								
項目	運転上の制限																																																									
可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること*2																																																									
条件	要求される措置	完了時間																																																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに																																																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																								
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																								
条件	要求される措置	完了時間																																																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間 速やかに																																																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																																								
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																								



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条 原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1545 1225 1654"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1734 1225 1843"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>3.5%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	4%以下	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条</p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p>原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</p> <p><u>[7号炉]</u></p> <p><u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度*1は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。また、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた時点から3日間、3.5%を超えた時点から24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p><u>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた場合は、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施するとともに、5分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。さらに3.5%を超えた場合、酸素濃度が上昇するような確認運転等を中止し、24時間以内に酸素濃度を制限値内に復旧する。</u></p> <p><u>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</u></p> <p><u>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：7号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-5-6)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1545 2481 1654"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1734 2481 1843"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>3.5%以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	4%以下	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
<p>表48-2</p> <table border="1" data-bbox="136 470 1276 743"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間	及び B 2. 冷温停止にする。	3 6 時間	<p>3. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 231 2478 338"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>1. 8%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表48-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 457 2552 737"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 高温停止にする。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 冷温停止にする。</td> <td>3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 819 2546 1379"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器内の酸素濃度が1. 8%以下を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 酸素濃度を1. 8%以内に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 格納容器内の酸素濃度が3. 5%以下を満足していないと判断した場合</td> <td>B 1. 酸素濃度を3. 5%以内に復旧する。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止にする。</td> <td>2 4 時間</td> </tr> <tr> <td>及び C 2. 冷温停止にする。</td> <td>3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	1. 8%以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間	及び B 2. 冷温停止にする。	3 6 時間	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器内の酸素濃度が1. 8%以下を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を1. 8%以内に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。	速やかに  速やかに	B. 格納容器内の酸素濃度が3. 5%以下を満足していないと判断した場合	B 1. 酸素濃度を3. 5%以内に復旧する。	2 4 時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	2 4 時間	及び C 2. 冷温停止にする。	3 6 時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間																																								
	及び B 2. 冷温停止にする。	3 6 時間																																								
項目	運転上の制限																																									
格納容器内の酸素濃度	1. 8%以下																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	2 4 時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	2 4 時間																																								
	及び B 2. 冷温停止にする。	3 6 時間																																								
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 格納容器内の酸素濃度が1. 8%以下を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を1. 8%以内に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。	速やかに  速やかに																																								
B. 格納容器内の酸素濃度が3. 5%以下を満足していないと判断した場合	B 1. 酸素濃度を3. 5%以内に復旧する。	2 4 時間																																								
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	2 4 時間																																								
	及び C 2. 冷温停止にする。	3 6 時間																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
<p>(原子炉建屋)                      第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p> <p>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="136 867 1056 982"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表49-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1062 1335 1640"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	<p>(原子炉建屋)                      第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟<sup>※2※3</sup>は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p> <p>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 867 2297 982"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表49-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1062 2570 1640"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：7号炉の原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋ブローアウトパネルを含む）は重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>※3：原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能は、運転、起動及び高温停止の場合に適用する。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																								
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																								
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに																																								
	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																								
項目	運転上の制限																																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																								
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																								
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに																																								
	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																								



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(原子炉建屋給排気隔離弁)</p> <p>第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表50-2の措置を講じる。</p> <p>表50-1</p> <table border="1" data-bbox="151 709 1068 825"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋給排気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表50-2</p> <table border="1" data-bbox="133 905 1299 1862"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)</td> <td>A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本)の挿入・引抜を除く。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>(原子炉建屋給排気隔離弁)</p> <p>第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表50-2の措置を講じる。</p> <p>表50-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 709 2297 825"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋給排気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表50-2</p> <table border="1" data-bbox="1374 905 2570 1862"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)</td> <td>A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本)の挿入・引抜を除く。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																																	
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間																																
B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																
項目	運転上の制限																																	
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間																																
B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>(非常用ガス処理系)</p> <p>第51条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p> <p>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="136 909 1068 1031"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表51-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1152 1246 1260"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.97%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1339 1246 1440"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.99%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 停止余裕確認後の制御棒1本(6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本)の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2: 1系列とは、排風機1台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。(1号炉, 2号炉及び5号炉) 2系列とは、排風機2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。(3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉)</p>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	99.97%以上	項目	判定値	総合除去効率	99.99%以上	<p>(非常用ガス処理系)</p> <p>第51条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系<sup>※2</sup>は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p> <p>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 909 2312 1031"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表51-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1152 2493 1260"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.97%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1339 2493 1440"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.99%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 停止余裕確認後の制御棒1本(6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本)の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2: 7号炉の非常用ガス処理系は、重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>※3: 1系列とは、排風機1台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。(1号炉, 2号炉及び5号炉) 2系列とは、排風機2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。(3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉)</p>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	99.97%以上	項目	判定値	総合除去効率	99.99%以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																									
非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項目	判定値																									
総合除去効率	99.97%以上																									
項目	判定値																									
総合除去効率	99.99%以上																									
項目	運転上の制限																									
非常用ガス処理系	2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																									
項目	判定値																									
総合除去効率	99.97%以上																									
項目	判定値																									
総合除去効率	99.99%以上																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
表51-3			表51-3			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能な場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能な場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
D. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 及び D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 及び D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
E. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 及び E2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	E. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 及び E2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系)</p> <p>第52条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系は、表52-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、残留熱除去冷却中間ループポンプ及び残留熱除去海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去冷却中間ループ系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去海水系の主要な手動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表52-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去冷却中間ループ系又は残留熱除去海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</p> <p>※1：残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：残留熱除去海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>(残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系)</p> <p>第52条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系は、表52-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、残留熱除去冷却中間ループポンプ及び残留熱除去海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去冷却中間ループ系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去海水系の主要な手動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表52-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去冷却中間ループ系又は残留熱除去海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</p> <p>※1：残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：残留熱除去海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は, 表5-2-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また, 原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5-2-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5-2-3の措置を講じる。ただし, この場合第39条及び<b>第60条</b>は適用しない。</p> <p>※1: 原子炉補機冷却水系の主要配管とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁と電動弁とは, 主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管の満水は, 当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は, 表5-2-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また, 原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5-2-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5-2-3の措置を講じる。ただし, この場合第39条及び<b>第59条</b>は適用しない。</p> <p>※1: 原子炉補機冷却水系の主要配管とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁と電動弁とは, 主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管の満水は, 当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>記載の適正化</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>表52-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 310 1009 457"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 541 1009 688"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 772 1009 919"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>3系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、残留熱除去冷却中間ループポンプ2台、残留熱除去海水ポンプ2台、残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器2基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項目	運転上の制限	残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	<p>表52-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 310 2261 457"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 541 2261 688"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 772 2261 919"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系<sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系<sup>※4</sup></td> <td>3系列<sup>※5</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、残留熱除去冷却中間ループポンプ2台、残留熱除去海水ポンプ2台、残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器2基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：7号炉の原子炉補機冷却水系A系及びB系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁及び必要な弁並びに主要配管は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-5-4)の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：7号炉の原子炉補機冷却水系C系及び原子炉補機冷却海水系は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</p> <p>※5：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項目	運転上の制限	残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> が動作可能であること	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																									
残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
残留熱除去冷却中間ループ系 及び残留熱除去海水系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> が動作可能であること																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																												
<p>表52-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 310 1314 573"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 653 1314 1066"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項 目	頻 度	1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	項 目	頻 度	1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>表52-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 310 2555 573"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 653 2555 1066"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項 目	頻 度	1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	項 目	頻 度	1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	
項 目	頻 度																													
1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													
2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																													
項 目	頻 度																													
1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													
2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																													
3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													
項 目	頻 度																													
1. 残留熱除去冷却中間ループポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													
2. 残留熱除去海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																													
項 目	頻 度																													
1. 原子炉補機冷却水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													
2. 原子炉補機冷却海水ポンプが起動すること※1を確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																													
3. 原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表52-3

1. 1号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却 水系又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却海 水系が動作不能の場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持でき る手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止と なるまで 毎日1回

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合 <sup>※1</sup>	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却 水系又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却海 水系が動作不能の場合 <sup>※2</sup>	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持でき る手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止と なるまで 毎日1回

※1：残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁の動作不能は、電動及び手動操作にて開することができない場合をいう。

※2：6号炉及び7号炉は除く。

表52-3

1. 1号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却水 系又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動 作不能の場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持でき る手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止と なるまで 毎日1回

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合 <sup>※1</sup>	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却 水系又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電設備冷却海 水系が動作不能の場合 <sup>※2</sup>	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持でき る手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止と なるまで 毎日1回

※1：残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁の動作不能は、電動及び手動操作にて開することができない場合をいう。

※2：6号炉及び7号炉は除く。



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(非常用ディーゼル発電設備冷却系) 第53条 〔1号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループ系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用補機冷却中間ループ系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用補機冷却中間ループポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用補機冷却中間ループポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用補機冷却中間ループ系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</p> <p>※1：非常用補機冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用補機冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>〔2号炉，3号炉，4号炉，5号炉，6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系の非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</p> <p>※1：原子炉補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>	<p>(非常用ディーゼル発電設備冷却系) 第53条 〔1号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループ系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用補機冷却中間ループ系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用補機冷却中間ループポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用補機冷却中間ループポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用補機冷却中間ループ系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</p> <p>※1：非常用補機冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用補機冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>〔2号炉，3号炉，4号炉，5号炉，6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系の非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</p> <p>※1：原子炉補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																								
<p>表53-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 310 1009 443"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用補機冷却中間ループ系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 522 1009 667"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 747 1009 892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>3系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、非常用補機冷却中間ループポンプ1台、非常用補機冷却中間ループ系熱交換器1基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	<p>表53-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 310 2255 443"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用補機冷却中間ループ系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 522 2255 667"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 747 2255 892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系<sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系<sup>※4</sup></td> <td>3系列<sup>※5</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、非常用補機冷却中間ループポンプ1台、非常用補機冷却中間ループ系熱交換器1基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：7号炉の原子炉補機冷却水系A系及びB系の必要な弁並び主要配管は、<u>重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-5-4)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>※4：7号炉の原子炉補機冷却水系C系及び原子炉補機冷却海水系は、<u>重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</u></p> <p>※5：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> が動作可能であること	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																									
非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> が動作可能であること																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表53-2

1. 1号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回

表53-2

1. 1号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合	A 1. 1系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合※ <sup>1</sup>	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合※ <sup>2</sup>	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回

条件	要求される措置	完了時間
A. 1系列が動作不能の場合※ <sup>1</sup>	A 1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 2系列が動作不能の場合 又は 条件Aにおいて高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系又は高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合※ <sup>2</sup>	B 1. 高温停止にする。 及び B 2. 1. 冷温停止にする。 又は B 2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回

※1：非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁の動作不能は、電動及び手動操作にて開することができない場合をいう。

※2：6号炉及び7号炉は除く。

※1：非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁の動作不能は、電動及び手動操作にて開することができない場合をいう。

※2：6号炉及び7号炉は除く。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系) 第54条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレィディーゼル海水系は、表54-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレィディーゼル海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループポンプ及び高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。※1</p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレィディーゼル海水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。※2</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表54-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系又は高圧炉心スプレィディーゼル海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表54-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</p> <p>※1：高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：高圧炉心スプレィディーゼル海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却水系及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却海水系) 第54条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレィディーゼル海水系は、表54-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレィディーゼル海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループポンプ及び高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。※1</p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレィディーゼル海水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。※2</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表54-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系又は高圧炉心スプレィディーゼル海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表54-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</p> <p>※1：高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレィディーゼル冷却中間ループ系熱交換器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管の満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：高圧炉心スプレィディーゼル海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレィディーゼル海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p>	<p>記載の適正化</p>



変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系は, 表5 4-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁(電動弁は5号炉のみ対象)の開閉状態を確認する。<sup>※2</sup></p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5 4-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系又は高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5 4-3の措置を講じる。ただし, この場合第3 9条及び第6 0条は適用しない。</p> <p>※1: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁とは, 主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管の満水は, 当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>表5 4-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1323 1187 1449"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系</td> <td>1系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1528 1187 1654"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系</td> <td>1系列<sup>※4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※4: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること	<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系は, 表5 4-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁(電動弁は5号炉のみ対象)の開閉状態を確認する。<sup>※2</sup></p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5 4-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系又は高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5 4-3の措置を講じる。ただし, この場合第3 9条及び第5 9条は適用しない。</p> <p>※1: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器とポンプのループ配管を指し, 小口径配管を含まない。また, 主要な手動弁とは, 主要配管上の手動弁及び主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお, 主要配管の満水は, 当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>表5 4-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1323 2427 1449"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系</td> <td>1系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1528 2427 1654"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系</td> <td>1系列<sup>※4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※4: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること																	

変更前	変更後	備考																								
<p>表54-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="139 310 1249 562"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="139 642 1249 894"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>表54-2</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 310 2516 562"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 642 2516 894"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	
項目	頻度																									
1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																									
<p>表54-3</p> <p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <table border="1" data-bbox="139 1010 1273 1814"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系<sup>※1</sup>が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系<sup>※2</sup>が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号炉においては、高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系をいう。 ※2: 1号炉においては、高圧炉心スプレディーゼル海水系をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 <sup>※1</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系 <sup>※2</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回	<p>表54-3</p> <p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <table border="1" data-bbox="1383 1010 2546 1814"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系<sup>※1</sup>が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系<sup>※2</sup>が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号炉においては、高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系をいう。 ※2: 1号炉においては、高圧炉心スプレディーゼル海水系をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 <sup>※1</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系 <sup>※2</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回							
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 <sup>※1</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系 <sup>※2</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 <sup>※1</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系 <sup>※2</sup> が動作不能の場合 又は 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件Aにおいてさらに残留熱除去冷却水系, 残留熱除去冷却海水系又は非常用補機冷却中間ループ系(1号炉のみ)が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 及び 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
<p>(使用済燃料プールの水位及び水温)                      第55条 使用済燃料プールの水位及び水温は、表55-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。                      3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表55-2の措置を講じる。</p> <p>表55-1</p> <table border="1" data-bbox="112 632 1323 758"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水温</td> <td>65℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表55-2</p> <table border="1" data-bbox="124 835 1335 1560"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること	使用済燃料プールの水温	65℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	<p>(使用済燃料プールの水位及び水温)                      第55条 使用済燃料プールの水位及び水温は、表55-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。                      3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表55-2の措置を講じる。</p> <p>表55-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 632 2591 758"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水温</td> <td>65℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表55-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 835 2591 1560"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること	使用済燃料プールの水温	65℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																																									
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること																																									
使用済燃料プールの水温	65℃以下																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回																																								
	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																								
	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																								
	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																								
	及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに																																								
項目	運転上の制限																																									
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること																																									
使用済燃料プールの水温	65℃以下																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかにその後、毎日1回																																								
	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料及びMOX燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																								
	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																								
	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																								
	及び A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>(燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位)</p> <p>第56条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位は、表56-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表56-2の措置を講じる。</p> <p>表56-1</p> <table border="1" data-bbox="136 630 1184 730"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表56-2</p> <table border="1" data-bbox="136 810 1332 1014"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに	<p>(燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位)</p> <p>第56条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位は、表56-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表56-2の措置を講じる。</p> <p>表56-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 630 2457 730"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表56-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 810 2576 1014"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																					
燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに																				
項 目	運転上の制限																					
燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。 及び A 2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに																				



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																														
<p>(中央制御室非常用換気空調系)</p> <p>第57条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系は表57-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表57-3の措置を講じる。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="133 777 1240 898"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-2</p> <table border="1" data-bbox="133 976 1240 1075"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>90%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-3</p> <table border="1" data-bbox="133 1150 1329 1680"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。</p>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>(中央制御室非常用換気空調系)</p> <p>第57条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系<sup>※2</sup>は表57-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表57-3の措置を講じる。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 777 2487 898"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 976 2487 1075"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>90%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-3</p> <table border="1" data-bbox="1380 1150 2576 1680"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系の中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクト（外気の取入、排気のライン）は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-14-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。</p>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																															
項目	判定値																																															
総合除去効率	90%以上																																															
条件	要求される措置	完了時間																																														
A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																																														
B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																														
D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																														
項目	運転上の制限																																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																																															
項目	判定値																																															
総合除去効率	90%以上																																															
条件	要求される措置	完了時間																																														
A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																																														
B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																														
D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																														

変更前	変更後	備考								
<p>(外部電源その1)</p> <p>第58条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源は表58-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58-2の措置を講じる。</p> <p>表58-1</p> <table border="1" data-bbox="136 709 1023 795"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源<sup>※1</sup></td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く。）からの電力を第6.5条及び第6.6条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下、第5.9条及び第6.0条において同じ。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く。）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下、第5.9条及び第6.0条において同じ。</p>	項目	運転上の制限	外部電源 <sup>※1</sup>	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	<p>(外部電源その1)</p> <p>第58条</p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源<sup>※1</sup>は表58-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58-2の措置を講じる。</p> <p>表58-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 709 2270 795"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く。）からの電力を第6.4条及び第6.5条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下、第5.8条の2及び第5.9条において同じ。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く。）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下、第5.8条の2及び第5.9条において同じ。</p>	項目	運転上の制限	外部電源	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	<p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限									
外部電源 <sup>※1</sup>	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること									
項目	運転上の制限									
外部電源	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表58-2 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			表58-2 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。) 及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。)	B 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。) 及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。)	B 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合 及び 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C 1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は C 1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び C 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。*3	10日間  10日間  速やかに	C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合 及び 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C 1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は C 1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び C 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び C 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。*3	10日間  10日間  速やかに	
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。*3	10日間  速やかに  速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D 2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。*3	10日間  速やかに  速やかに	
E. 動作可能である外部電源が1系列もない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。) 又は 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止とする。 及び E 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	E. 動作可能である外部電源が1系列もない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。) 又は 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 高温停止とする。 及び E 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	
*3: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に実施する。			*3: 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に実施する。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉			記載の適正化
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合 及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合 及び 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	
C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。 及び C 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 又は 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。 及び C 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																
<p>(外部電源その2)</p> <p><b>第59条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は<b>表59-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表59-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表59-1</b></p> <table border="1" data-bbox="136 709 952 806"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>1系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表59-2</b></p> <table border="1" data-bbox="130 888 1332 1329"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	1系列が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	及び		A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び		A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに	及び		A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。		速やかに	<p>(外部電源その2)</p> <p><b>第58条の2</b> 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉〕</p> <p>原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は<b>表58の2-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表58の2-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表58の2-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1383 709 2199 806"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>1系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表58の2-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1383 888 2585 1329"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	1系列が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	及び		A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び		A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに	及び		A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。		速やかに	<p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																																	
外部電源	1系列が動作可能であること																																																	
条件	要求される措置	完了時間																																																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																
	及び																																																	
	A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																
	及び																																																	
A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに																																																
	及び																																																	
A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。		速やかに																																																
項目	運転上の制限																																																	
外部電源	1系列が動作可能であること																																																	
条件	要求される措置	完了時間																																																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																
	及び																																																	
	A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																
	及び																																																	
A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに																																																
	及び																																																	
A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。		速やかに																																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考					
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p><u>(外部電源その3)</u>  <u>第58条の3</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、外部電源<sup>※1</sup>は、表58の3-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時<sup>※2</sup>を除く。</u>  <u>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</u>  <u>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止、燃料交換において、1週間に1回、所要の非常用交流高压電源母線に電力供給可能な外部電源3回線<sup>※3</sup>以上の電圧が確立していること及び1回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。</u>  <u>変圧器1次側において1相開放を検知した場合、故障箇所の隔離又は非常用交流高压電源母線を健全な電源から受電できるよう切替えを実施する。</u>  <u>3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58の3-2の措置を講じる。</u></p> <p><u>表58の3-1</u></p> <table border="1" data-bbox="1380 829 2546 991"> <thead> <tr> <th data-bbox="1380 829 1626 871">項 目</th> <th data-bbox="1626 829 2546 871">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1380 871 1626 991" rowspan="2">外部電源</td> <td data-bbox="1626 871 2546 913">(1) 3回線<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 913 2546 991">(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること<sup>※4</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1：外部電源とは、電力系統からの電力を第64条及び第65条で要求される非常用交流高压電源母線に供給する設備をいう。</u>  <u>※2：154kV送電線（荒浜線）については、回線に異常がないことを確認しすみやかに復旧できることをいう。</u>  <u>※3：外部電源の回線数は、当該原子炉に対する個々の非常用交流高压電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数とする。</u>  <u>※4：独立性を有するとは、「送電線の上流において1つの変電所又は開閉所のみに係らないこと」をいう。</u></p>	項 目	運 転 上 の 制 限	外部電源	(1) 3回線 <sup>※3</sup> が動作可能であること	(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること <sup>※4</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限						
外部電源	(1) 3回線 <sup>※3</sup> が動作可能であること						
	(2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること <sup>※4</sup>						



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																		
	<p>表58の3-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1371 268 1813 310">条 件</th> <th data-bbox="1813 268 2412 310">要求される措置</th> <th data-bbox="2412 268 2570 310">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1371 310 1813 590"> <p>A. すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</p> </td> <td data-bbox="1813 310 2412 590"> <p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 310 2570 590"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 590 1813 869"> <p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> </td> <td data-bbox="1813 590 2412 869"> <p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 590 2570 869"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 869 1813 1213"> <p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</p> <p>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</p> </td> <td data-bbox="1813 869 2412 1213"> <p>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 869 2570 1213"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>20日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 1213 1813 1493"> <p>D. 動作可能な外部電源が1回線である場合</p> </td> <td data-bbox="1813 1213 2412 1493"> <p>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 1213 2570 1493"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1371 1493 1813 1772"> <p>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1813 1493 2412 1772"> <p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 1493 2570 1772"> <p>12時間</p> <p>12時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>	<p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p>	<p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>	<p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</p> <p>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>20日間</p>	<p>D. 動作可能な外部電源が1回線である場合</p>	<p>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>10日間</p>	<p>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p>	<p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>12時間</p> <p>12時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間																		
<p>A. すべての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>																		
<p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p>	<p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>																		
<p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</p> <p>すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>20日間</p>																		
<p>D. 動作可能な外部電源が1回線である場合</p>	<p>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>10日間</p>																		
<p>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p>	<p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>12時間</p> <p>12時間</p>																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後			備考											
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 275 1801 394"> <u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u> </td> <td data-bbox="1801 275 2412 394"> <u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2412 275 2573 394"> <u>24時間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 401 1801 554"> <u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1801 401 2412 554"> <u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u>  <u>G 2. 当直長は、冷温停止とする。</u> </td> <td data-bbox="2412 401 2573 554"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 560 1801 911"> <u>H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1801 560 2412 911"> <u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u>  <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u>  <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u> </td> <td data-bbox="2412 560 2573 911"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u> </td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	<u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u>	<u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>24時間</u>	<u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u> <u>G 2. 当直長は、冷温停止とする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	<u>H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u> <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u> <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	<p>※5：154kV送電線（荒浜線）の予備変圧器の電圧については1次側及び2次側電圧値を確認する。（予備変圧器が通常負荷へ電源供給していない場合）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条件	要求される措置	完了時間													
<u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u>	<u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>24時間</u>													
<u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u> <u>G 2. 当直長は、冷温停止とする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>													
<u>H. 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u> <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u> <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>													



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(非常用ディーゼル発電機その1)</p> <p><b>第60条</b> 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電機は<b>表60-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、<b>表60-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表60-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表60-1</b></p> <table border="1" data-bbox="142 747 1234 842"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>3台<sup>※1</sup>の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>※1</b>：3台とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7号炉においてはC系）をいう。</p> <p><b>表60-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1083 1273 1467"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1549 1273 1934"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	3台 <sup>※1</sup> の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>(非常用ディーゼル発電機その1)</p> <p><b>第59条</b> 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup>は<b>表59-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、<b>表59-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表59-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表59-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1380 747 2481 842"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>3台<sup>※2</sup>の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>※1</b>：7号炉の非常用ディーゼル発電機及びデイトンクは、<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</b></p> <p><b>※2</b>：3台とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7号炉においてはC系）をいう。</p> <p><b>表59-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1083 2510 1467"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1549 2510 1934"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	3台 <sup>※2</sup> の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																	
非常用ディーゼル発電機	3台 <sup>※1</sup> の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	運転上の制限																																	
非常用ディーゼル発電機	3台 <sup>※2</sup> の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
3. 6号炉及び7号炉		3. 6号炉及び7号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	
2. A系, B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	2. A系, B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考																																				
<p><u>表60-3</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<u>※2</u></td> <td>10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間  12時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合</td> <td>D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<u>※2</u></td> <td>10日間  10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合</td> <td>E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※2</u>	10日間  速やかに  速やかに	B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間	C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※2</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに	E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	<p><u>表59-3</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<u>※3</u></td> <td>10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間  12時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合</td> <td>D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<u>※3</u></td> <td>10日間  10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合</td> <td>E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※3</u>	10日間  速やかに  速やかに	B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間	C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※3</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに	E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※2</u>	10日間  速やかに  速やかに																																								
B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間																																								
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間																																								
D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※2</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに																																								
E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間																																								
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※3</u>	10日間  速やかに  速やかに																																								
B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間																																								
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。) 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間																																								
D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみ又は1系列もない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.84MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※3</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに																																								
E. 条件A(A1の措置を除く。), B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考	
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			記載の適正化	
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間		
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A 1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※2</u>	10日間  速やかに  速やかに	A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A 1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 及び A 3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <u>※3</u>	10日間  速やかに  速やかに		
B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B 1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B 2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間	B. 条件AのA1で要求される措置(非常用ディーゼル発電機の復旧措置)を完了時間内に達成できない場合	B 1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B 2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間		
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合	C 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間	C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合 及び 外部電源が1系列しか動作可能でない場合	C 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間  12時間		
D. 条件A(A1の措置を除く。), B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	D 1. 高温停止とする。 及び D 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	D. 条件A(A1の措置を除く。), B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	D 1. 高温停止とする。 及び D 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間		
<u>※2</u> : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。			<u>※3</u> : 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。				記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																
<p>(非常用ディーゼル発電機その2)</p> <p><b>第61条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup>は<b>表61-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<b>第66条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について、<b>表61-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表61-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7号炉においてはC系）の非常用ディーゼル発電機をいう。</p> <p><b>表61-1</b></p> <table border="1" data-bbox="136 909 1299 1031"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>交流電源</td> <td><b>第66条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。</p> <p><b>表61-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1230 1299 1522"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1602 1299 1894"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	交流電源	<b>第66条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>(非常用ディーゼル発電機その2)</p> <p><b>第60条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup><sup>※2</sup>は<b>表60-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について、<b>表60-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表60-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7号炉においてはC系）の非常用ディーゼル発電機をいう。</p> <p>※2：7号炉の非常用ディーゼル発電機及びデイトンクは、<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</b></p> <p><b>表60-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1383 909 2546 1031"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>交流電源</td> <td><b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。</p> <p><b>表60-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1230 2546 1522"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1602 2546 1894"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	交流電源	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																	
交流電源	<b>第66条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																	
項 目	頻 度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項 目	頻 度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項 目	運転上の制限																																	
交流電源	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※3</sup> が動作可能であること																																	
項 目	頻 度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項 目	頻 度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																							
<p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	記載の適正化											
項目	頻度																										
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																										
2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																										
項目	頻度																										
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																										
2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																										
<p><u>表61-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>		条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに	A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p><u>表60-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>		条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに	A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに																									
	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに																									
	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに																									
	A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																									
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに																									
	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに																									
	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに																									
	A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(非常用ディーゼル発電機燃料油等)</p> <p><u>第62条</u> ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気は、<u>表62-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。<u>ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u></p> <p>2. ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が、<u>第60条</u>及び<u>第61条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを<u>表62-2</u>で1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油又は起動用空気が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表62-3</u>の措置を講じる。</p>	<p>(非常用ディーゼル発電機燃料油等)</p> <p><u>第61条</u></p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p>ディーゼル燃料油<sup>※1</sup>、潤滑油及び起動用空気は、<u>表61-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が、<u>第59条</u>及び<u>第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを<u>表61-2</u>で1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油又は起動用空気が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表61-3</u>の措置を講じる。</p> <p><u>[7号炉]</u></p> <p>ディーゼル燃料油<sup>※1</sup>、潤滑油、起動用空気及び燃料移送ポンプ<sup>※2</sup>は、<u>表61-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p><u>2. ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気及び燃料移送ポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</u></p> <p><u>(1) 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油及び起動用空気が、第59条及び第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを表61-2で1ヶ月に1回確認する。</u></p> <p><u>(2) 当直長は、第59条及び第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイトンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</u></p> <p><u>3. 当直長は、ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気又は燃料移送ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表61-3の措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：6号炉及び7号炉の軽油タンクは重大事故等対処設備を兼ねる。軽油タンクレベルが必要量確保されていない場合は、第66条(表66-12-7)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p><u>※2：7号炉の燃料移送ポンプは重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考														
<p><u>表62-1</u></p> <table border="1" data-bbox="136 310 1308 436"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル燃料油, 潤滑油 及び起動用空気</td> <td>第60条及び第61条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	ディーゼル燃料油, 潤滑油 及び起動用空気	第60条及び第61条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること	<p><u>表61-1</u></p> <p><u>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉</u></p> <table border="1" data-bbox="1380 310 2546 478"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル燃料油, 潤滑油及び 起動用空気</td> <td><u>第59条及び第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。<u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2. 7号炉</u></p> <table border="1" data-bbox="1380 556 2546 861"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>ディーゼル燃料油, 潤滑油及 び起動用空気</u></td> <td><u>第59条及び第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。<u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u></td> </tr> <tr> <td><u>燃料移送ポンプ</u></td> <td><u>第59条及び第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイタンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	ディーゼル燃料油, 潤滑油及び 起動用空気	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。 <u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u>	項 目	運転上の制限	<u>ディーゼル燃料油, 潤滑油及 び起動用空気</u>	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。 <u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u>	<u>燃料移送ポンプ</u>	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイタンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが動作可能であること	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項 目	運転上の制限															
ディーゼル燃料油, 潤滑油 及び起動用空気	第60条及び第61条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること															
項 目	運転上の制限															
ディーゼル燃料油, 潤滑油及び 起動用空気	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。 <u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u>															
項 目	運転上の制限															
<u>ディーゼル燃料油, 潤滑油及 び起動用空気</u>	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。 <u>ただし, 非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</u>															
<u>燃料移送ポンプ</u>	<u>第59条及び第60条</u> で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイタンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが動作可能であること															



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表62-2

表61-2

記載の適正化

項目		判定値
1号炉	A系軽油タンクレベル	5, 548mm以上
	B系軽油タンクレベル	5, 545mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	500mm以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	2号炉	A系軽油タンクレベル
B系軽油タンクレベル		5, 557mm以上
潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)		500mm以上
潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)		750mm以上
起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)		2. 16MPa[gage]以上
起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)		2. 46MPa[gage]以上
3号炉		A系軽油タンクレベル
	B系軽油タンクレベル	5, 579mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上
	潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2. 46MPa[gage]以上

項目		判定値
1号炉	A系軽油タンクレベル	5, 548mm以上
	B系軽油タンクレベル	5, 545mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	500mm以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	2号炉	A系軽油タンクレベル
B系軽油タンクレベル		5, 557mm以上
潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)		500mm以上
潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)		750mm以上
起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)		2. 16MPa[gage]以上
起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)		2. 46MPa[gage]以上
3号炉		A系軽油タンクレベル
	B系軽油タンクレベル	5, 579mm以上
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上
	潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2. 16MPa[gage]以上
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2. 46MPa[gage]以上

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
項目	判定値		項目	判定値		
4号炉	A系軽油タンクレベル	5, 571mm以上	4号炉	A系軽油タンクレベル	5, 571mm以上	
	B系軽油タンクレベル	5, 568mm以上		B系軽油タンクレベル	5, 568mm以上	
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上		潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上	
	潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上		潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2.16MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2.16MPa[gage]以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2.46MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2.46MPa[gage]以上	
5号炉	A系軽油タンクレベル	5, 581mm以上	5号炉	A系軽油タンクレベル	5, 581mm以上	
	B系軽油タンクレベル	5, 577mm以上		B系軽油タンクレベル	5, 577mm以上	
	潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上		潤滑油サンプタンクレベル※ <sup>1</sup> (非常用ディーゼル発電機)	500mm以上	
	潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上		潤滑油補給タンク油面 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	750mm以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2.16MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>2</sup> (非常用ディーゼル発電機)	2.16MPa[gage]以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2.46MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用) (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	2.46MPa[gage]以上	
6号炉	A系軽油タンクレベル	7, 023mm以上	6号炉	A系軽油タンクレベル	7, 023mm以上	
	B系軽油タンクレベル	7, 006mm以上		B系軽油タンクレベル	7, 006mm以上	
	潤滑油補給タンク油面※ <sup>3</sup>	650mm以上		潤滑油補給タンク油面※ <sup>3</sup>	650mm以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>4</sup>	2.46MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>4</sup>	2.46MPa[gage]以上	
7号炉	A系軽油タンクレベル	7, 031mm以上	7号炉	A系軽油タンクレベル	7, 031mm以上	
	B系軽油タンクレベル	7, 030mm以上		B系軽油タンクレベル	7, 030mm以上	
	潤滑油補給タンク油面※ <sup>3</sup>	650mm以上		潤滑油補給タンク油面※ <sup>3</sup>	650mm以上	
	起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>4</sup>	2.46MPa[gage]以上		起動用空気圧縮貯槽圧力(自動用)※ <sup>4</sup>	2.46MPa[gage]以上	

※1：A系及びB系の非常用ディーゼル発電機それぞれにタンクを有する。  
 ※2：A系及びB系の非常用ディーゼル発電機それぞれに空気貯槽を有する。  
 ※3：A系，B系及びC系の非常用ディーゼル発電機それぞれにタンクを有する。  
 ※4：A系，B系及びC系の非常用ディーゼル発電機それぞれに空気貯槽を有する。

※1：A系及びB系の非常用ディーゼル発電機それぞれにタンクを有する。  
 ※2：A系及びB系の非常用ディーゼル発電機それぞれに空気貯槽を有する。  
 ※3：A系，B系及びC系の非常用ディーゼル発電機それぞれにタンクを有する。  
 ※4：A系，B系及びC系の非常用ディーゼル発電機それぞれに空気貯槽を有する。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
<u>表6 2-3</u>			<u>表6 1-3</u>			記載の適正化
			<u>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉</u>			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上の軽油タンクレベルが <u>表6 2-2</u> を満足しない場合	A 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	A. 非常用ディーゼル発電機1台以上の軽油タンクレベルが <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	A 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油サンプルタンクレベル又は潤滑油補給タンク油面が <u>表6 2-2</u> を満足しない場合	B 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油サンプルタンクレベル又は潤滑油補給タンク油面が <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	B 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が <u>表6 2-2</u> を満足しない場合	C 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	C 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
E. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	E. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
			<u>2. 7号炉</u>			
			条件	要求される措置	完了時間	
			A. 非常用ディーゼル発電機1台以上の軽油タンクレベルが <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	A 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
			B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の燃料移送ポンプが動作不能の場合	B 1. 動作可能な状態に復旧する。	2日間	
			C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油補給タンク油面が <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	C 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
			D. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が <u>表6 1-2</u> を満足しない場合	D 1. 制限値以内に復旧する。	2日間	
			E. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
			F. 条件B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
						原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(直流電源その1) <u>第6.3条</u> 〔1号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、3系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系及び高圧炉心スプレイ系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-2</u>の措置を講じる。</p> <p>〔2号炉，3号炉及び4号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、3系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-2</u>の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、4系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系、C系及びD系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-2</u>の措置を講じる。</p>	<p>(直流電源その1) <u>第6.2条</u> 〔1号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.2-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、3系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系及び高圧炉心スプレイ系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.2-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔2号炉，3号炉及び4号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.2-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、3系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.2-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉〕 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は<u>表6.2-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、4系列の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系、C系及びD系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.2-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔7号炉〕 <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源<sup>*2</sup>は表6.2-1で定める事項を運転上の制限とする。</u> 2. <u>直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</u> <u>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、直流電源（蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>）の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																													
<p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><u>表6 3-1</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 709 1044 793"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td>3系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：3系列とは、A系, B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 913 1044 997"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td>4系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：4系列とは、A系, B系, C系及びD系をいう。</p> <p><u>表6 3-2</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1514 1329 1978"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>C 2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列※2が動作可能であること	項目	運転上の制限	直流電源	4系列※2が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。	24時間	C 2. 冷温停止とする。	36時間	<p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、4系列の蓄電池及び充電器について、<u>浮動充電時の蓄電池電圧が表6 2-2に定める値であることを1週間に1回確認する。</u></p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6 2-3の措置を講じる。</u></p> <p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p>※2：7号炉の直流電源A系（A及びA-2）及びB系は、<u>重大事故等対処設備を兼ねる。直流電源A系（A及びA-2）が動作不能時は、第66条（表6 6-1 2-4）の運転上の制限も確認する。また、7号炉の直流電源C系及びD系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p><u>表6 2-1</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 709 2320 793"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td>3系列※3が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：3系列とは、A系, B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 913 2320 997"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td>4系列※4が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：4系列とは、A系（A及びA-2）、B系, C系及びD系をいう。</p> <p><u>表6 2-2</u></p> <p>1. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1157 2335 1409"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>蓄電池</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A系</td> <td>A</td> <td>128V以上</td> </tr> <tr> <td>A-2</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>B</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>C</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>D</td> <td>126V以上</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表6 2-3</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1528 2576 1978"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C 1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>C 2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列※3が動作可能であること	項目	運転上の制限	直流電源	4系列※4が動作可能であること	系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧	A系	A	128V以上	A-2	126V以上	B系	B	126V以上	C系	C	126V以上	D系	D	126V以上	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。	24時間	C 2. 冷温停止とする。	36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																																														
直流電源	3系列※2が動作可能であること																																																														
項目	運転上の制限																																																														
直流電源	4系列※2が動作可能であること																																																														
条件	要求される措置	完了時間																																																													
A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																																																													
B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																													
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。	24時間																																																													
	C 2. 冷温停止とする。	36時間																																																													
項目	運転上の制限																																																														
直流電源	3系列※3が動作可能であること																																																														
項目	運転上の制限																																																														
直流電源	4系列※4が動作可能であること																																																														
系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧																																																													
A系	A	128V以上																																																													
	A-2	126V以上																																																													
B系	B	126V以上																																																													
C系	C	126V以上																																																													
D系	D	126V以上																																																													
条件	要求される措置	完了時間																																																													
A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																																																													
B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																													
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止とする。	24時間																																																													
	C 2. 冷温停止とする。	36時間																																																													



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに	A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに	
B. 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B 1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B 2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	
C. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C 1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	
D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止とする。 及び D 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止とする。 及び D 2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(直流電源その2) <u>第6.4条</u> 〔1号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.4-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.6条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系及び高圧炉心スプレイ系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.4-2</u>の措置を講じる。</p> <p>〔2号炉, 3号炉及び4号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.4-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.6条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.4-2</u>の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.4-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.6条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系、C系及びD系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.4-2</u>の措置を講じる。</p>	<p>(直流電源その2) <u>第6.3条</u> 〔1号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.5条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系及び高圧炉心スプレイ系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔2号炉, 3号炉及び4号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.5条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉〕 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は<u>表6.3-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、<u>第6.5条</u>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧がA系については128V以上、B系、C系及びD系については126V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6.3-3</u>の措置を講じる。</p> <p>〔7号炉〕 <u>原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源<sup>*2</sup>は表6.3-1で定める事項を運転上の制限とする。</u></p> <p>2. <u>直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</u> <u>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第6.5条で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器<sup>*1</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧が表6.3-2に定める値であることを1週間に1回確認する。</u></p> <p>3. <u>当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表6.3-3の措置を講じる。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																																	
<p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><u>表6-4-1</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><u>第6-6条</u>で要求される直流電源が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表6-4-2</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	直流電源	<u>第6-6条</u> で要求される直流電源が動作可能であること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p>※2：<u>7号炉の直流電源A系（A及びA-2）及びB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。直流電源A系（A及びA-2）が動作不能時は、第6-6条（表6-6-1-2-4）の運転上の制限も確認する。また、7号炉の直流電源C系及びD系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p><u>表6-3-1</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><u>第6-5条</u>で要求される直流電源が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表6-3-2</u></p> <p>1. 7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>蓄電池</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A系</td> <td>A</td> <td>128V以上</td> </tr> <tr> <td>A-2</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>B</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>C</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>D</td> <td>126V以上</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表6-3-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	直流電源	<u>第6-5条</u> で要求される直流電源が動作可能であること	系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧	A系	A	128V以上	A-2	126V以上	B系	B	126V以上	C系	C	126V以上	D系	D	126V以上	条 件	要求される措置	完了時間	A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																																		
直流電源	<u>第6-6条</u> で要求される直流電源が動作可能であること																																																		
条 件	要求される措置	完了時間																																																	
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに																																																	
	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																																	
項 目	運転上の制限																																																		
直流電源	<u>第6-5条</u> で要求される直流電源が動作可能であること																																																		
系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧																																																	
A系	A	128V以上																																																	
	A-2	126V以上																																																	
B系	B	126V以上																																																	
C系	C	126V以上																																																	
D系	D	126V以上																																																	
条 件	要求される措置	完了時間																																																	
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに																																																	
	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																																	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
<p>(所内電源系統その1)</p> <p><b>第65条</b></p> <p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 所内電源系統は<b>表65-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, <b>表65-2</b>の措置を講じる。</p> <p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 所内電源系統は<b>表65-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, <b>表65-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表65-1</b></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1108 1199 1318"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>運転上の制限 (受電されている系統数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線</td> <td>3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>(2)直流電源母線</td> <td>3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>(3)バイタル交流電源母線</td> <td>2系統<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 3系統とは, A系, B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。                  ※2: 2系統とは, A系及びB系をいう。</p> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1478 1199 1688"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>運転上の制限 (受電されている系統数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線</td> <td>3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>(2)直流電源母線</td> <td>4系統<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td>(3)バイタル交流電源母線</td> <td>4系統<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 3系統とは, A系, B系及びC系をいう。                  ※2: 4系統とは, A系, B系, C系及びD系をいう。以下, <b>第66条</b>において同じ。</p>	項目		運転上の制限 (受電されている系統数)	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>	(2)直流電源母線	3系統 <sup>※1</sup>	(3)バイタル交流電源母線	2系統 <sup>※2</sup>	項目		運転上の制限 (受電されている系統数)	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>	(2)直流電源母線	4系統 <sup>※2</sup>	(3)バイタル交流電源母線	4系統 <sup>※2</sup>	<p>(所内電源系統その1)</p> <p><b>第64条</b></p> <p>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 所内電源系統は<b>表64-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, <b>表64-2</b>の措置を講じる。</p> <p>[6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 所内電源系統は<b>表64-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし, 送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, <b>表64-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表64-1</b></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1108 2445 1318"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>運転上の制限 (受電されている系統数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線</td> <td>3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>(2)直流電源母線</td> <td>3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>(3)バイタル交流電源母線</td> <td>2系統<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 3系統とは, A系, B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。                  ※2: 2系統とは, A系及びB系をいう。</p> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1478 2445 1688"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>運転上の制限 (受電されている系統数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線<sup>※1</sup></td> <td>3系統<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>(2)直流電源母線<sup>※2</sup></td> <td>4系統<sup>※4</sup></td> </tr> <tr> <td>(3)バイタル交流電源母線</td> <td>4系統<sup>※4</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 7号炉の非常用交流高圧電源母線A系及びB系は, <u>重大事故等対処設備を兼ねる。</u>                  ※2: 7号炉の直流電源母線A系及びB系は, <u>重大事故等対処設備を兼ねる。また, 7号炉の直流電源母線C系及びD系は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</u>                  ※3: 3系統とは, A系, B系及びC系をいう。                  ※4: 4系統とは, A系, B系, C系及びD系をいう。以下, <b>第65条</b>において同じ。</p>	項目		運転上の制限 (受電されている系統数)	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>	(2)直流電源母線	3系統 <sup>※1</sup>	(3)バイタル交流電源母線	2系統 <sup>※2</sup>	項目		運転上の制限 (受電されている系統数)	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup>	3系統 <sup>※3</sup>	(2)直流電源母線 <sup>※2</sup>	4系統 <sup>※4</sup>	(3)バイタル交流電源母線	4系統 <sup>※4</sup>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
項目		運転上の制限 (受電されている系統数)																																								
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>																																								
	(2)直流電源母線	3系統 <sup>※1</sup>																																								
	(3)バイタル交流電源母線	2系統 <sup>※2</sup>																																								
項目		運転上の制限 (受電されている系統数)																																								
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>																																								
	(2)直流電源母線	4系統 <sup>※2</sup>																																								
	(3)バイタル交流電源母線	4系統 <sup>※2</sup>																																								
項目		運転上の制限 (受電されている系統数)																																								
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線	3系統 <sup>※1</sup>																																								
	(2)直流電源母線	3系統 <sup>※1</sup>																																								
	(3)バイタル交流電源母線	2系統 <sup>※2</sup>																																								
項目		運転上の制限 (受電されている系統数)																																								
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup>	3系統 <sup>※3</sup>																																								
	(2)直流電源母線 <sup>※2</sup>	4系統 <sup>※4</sup>																																								
	(3)バイタル交流電源母線	4系統 <sup>※4</sup>																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考																																																		
<p><u>表6.5-2</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合</td> <td>B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合</td> <td>D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>E2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合</td> <td>F1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>F2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。	24時間	E2. 冷温停止とする。	36時間	F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。	24時間	F2. 冷温停止とする。	36時間	<p><u>表6.4-2</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合</td> <td>B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)</td> <td>C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合</td> <td>D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>E2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合</td> <td>F1. 高温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>F2. 冷温停止とする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。	24時間	E2. 冷温停止とする。	36時間	F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。	24時間	F2. 冷温停止とする。	36時間	記載の適正化
条件	要求される措置	完了時間																																																						
A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間																																																						
B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																																						
C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																																						
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに																																																						
E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。	24時間																																																						
	E2. 冷温停止とする。	36時間																																																						
F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。	24時間																																																						
	F2. 冷温停止とする。	36時間																																																						
条件	要求される措置	完了時間																																																						
A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間																																																						
B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																																						
C. 直流電源母線1系統が電源喪失の場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く。)	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																																						
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに																																																						
E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。	24時間																																																						
	E2. 冷温停止とする。	36時間																																																						
F. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線2系統以上 又は 直流電源母線2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。	24時間																																																						
	F2. 冷温停止とする。	36時間																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉			
A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合	A 1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	A. 非常用交流高圧電源母線1系統が電源喪失の場合	A 1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	
B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B 1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	B. バイタル交流電源母線1系統が電源喪失の場合	B 1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	
C. バイタル交流電源母線2系統が電源喪失の場合	C 1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	C. バイタル交流電源母線2系統が電源喪失の場合	C 1. バイタル交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	
D. 直流電源母線D系が電源喪失の場合	D 1. 直流電源母線を運転可能な状態に復旧する。	3日間	D. 直流電源母線D系が電源喪失の場合	D 1. 直流電源母線を運転可能な状態に復旧する。	3日間	
E. 直流電源母線1系統(A, B, C系)が電源喪失の場合 又は 直流電源母線1系統(A, B, C系)及び直流電源母線D系が電源喪失の場合	E 1. 直流電源母線を運転可能な状態に復旧する。	2時間	E. 直流電源母線1系統(A, B, C系)が電源喪失の場合 又は 直流電源母線1系統(A, B, C系)及び直流電源母線D系が電源喪失の場合	E 1. 直流電源母線を運転可能な状態に復旧する。	2時間	
F. 条件A, B, C, D又はEで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 高温停止とする。 及び F 2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	F. 条件A, B, C, D又はEで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 高温停止とする。 及び F 2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	
G. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線3系統以上 又は 直流電源母線2系統(A, B, C系)以上が電源喪失の場合	G 1. 高温停止とする。 及び G 2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	G. 非常用交流高圧電源母線2系統以上 又は バイタル交流電源母線3系統以上 又は 直流電源母線2系統(A, B, C系)以上が電源喪失の場合	G 1. 高温停止とする。 及び G 2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																				
<p>(所内電源系統その2)</p> <p><b>第66条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、所内電源系統は<b>表66-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表66-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表66-1</b></p> <table border="1" data-bbox="136 667 1294 831"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所内電源系統</td> <td>第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表66-2</b></p> <table border="1" data-bbox="127 1073 1326 1633"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合</td> <td>A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	所内電源系統	第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	<p>(所内電源系統その2)</p> <p><b>第65条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、所内電源系統は<b>表65-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表65-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表65-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1380 667 2537 831"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所内電源系統</td> <td>第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線<sup>※1</sup>、直流電源母線<sup>※2</sup>及びバイタル交流電源母線が受電されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>※1</b>：7号炉の非常用交流高压電源母線A系及びB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。また、7号炉の非常用交流高压電源母線C系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</p> <p><b>※2</b>：7号炉の直流電源母線A系及びB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。また、7号炉の直流電源母線C系及びD系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</p> <p><b>表65-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1380 1073 2579 1633"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合</td> <td>A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	所内電源系統	第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線 <sup>※1</sup> 、直流電源母線 <sup>※2</sup> 及びバイタル交流電源母線が受電されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																					
所内電源系統	第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線、直流電源母線及びバイタル交流電源母線が受電されていること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに																				
項目	運転上の制限																					
所内電源系統	第27条、第35条、第36条及び第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高压電源母線 <sup>※1</sup> 、直流電源母線 <sup>※2</sup> 及びバイタル交流電源母線が受電されていること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 要求される非常用交流高压電源母線 又は バイタル交流電源母線 又は 直流電源母線の電源喪失の場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 炉心変更を中止する。 及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 及び A 4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 及び A 5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに   速やかに  速やかに  速やかに  速やかに																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(重大事故等対処設備)</u>  <u>第66条</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備<sup>※1</sup>は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。</u>  <u>(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</u>  <u>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>  <u>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</u>  <u>(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>  <u>(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u>  <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>  <u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</u>  <u>(6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>  <u>(7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u>  <u>(8) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u>  <u>(9) 使用済燃料プールの冷却等のための設備</u>  <u>(10) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</u>  <u>(11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</u>  <u>(12) 電源設備</u>  <u>(13) 計装設備</u>  <u>(14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備</u>  <u>(15) 監視測定設備</u>  <u>(16) 緊急時対策所</u>  <u>(17) 通信連絡を行うために必要な設備</u>  <u>(18) アクセスルートの確保</u>  <u>(19) 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>  <u>2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</u>  <u>(1) 各GMは、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を当直長に通知する。</u>  <u>3. 当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の措置を講じる。</u>  <u>※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変 更 前	変 更 後	備 考																		
<p>(なし)</p>	<p>表 6-6-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>6-6-1-1 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 426 2555 564"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 426 1798 478">項 目</th> <th data-bbox="1798 426 2549 478">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 478 1798 564">ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</td> <td data-bbox="1798 478 2549 564">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 606 2555 825"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 606 1650 688">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 606 2104 688">要 素</th> <th data-bbox="2104 606 2549 688">動作可能であるべき チャンネル数（論理毎）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 688 1650 758" rowspan="2">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1650 688 2104 758">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="2104 688 2549 758">2チャンネル※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 758 2104 825">原子炉水位異常低（レベル2）</td> <td data-bbox="2104 758 2549 825">2チャンネル※4</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 867 2555 1031"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 867 1650 949">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 867 2104 949">要 素</th> <th data-bbox="2104 867 2549 949">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 949 1650 1031">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1650 949 2104 1031">手動ARI</td> <td data-bbox="2104 949 2549 1031">2個※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A系及びB系のARI用電磁弁が動作可能であることを含む。</p> <p>※2：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。</p> <p>※3：3チャンネルのうち2チャンネルをいう。</p> <p>※4：4チャンネルのうち2チャンネルをいう。</p> <p>※5：A系及びB系それぞれ1個の計2個をいう。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	要 素	動作可能であるべき チャンネル数（論理毎）	運 転 起 動	原子炉圧力高	2チャンネル※3	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4	適用される 原子炉の状態	要 素	所要数	運 転 起 動	手動ARI	2個※5	
項 目	運 転 上 の 制 限																			
ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること※1※2																			
適用される 原子炉の状態	要 素	動作可能であるべき チャンネル数（論理毎）																		
運 転 起 動	原子炉圧力高	2チャンネル※3																		
	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4																		
適用される 原子炉の状態	要 素	所要数																		
運 転 起 動	手動ARI	2個※5																		



変 更 前	変 更 後					備 考
	(2) 確認事項					
	要素	設定値	項目	頻 度	担 当	
	1. 代替制御棒挿入機能	二	機能検査を実施する※6。	定検停止時	運転評価GM	
	2. 原子炉圧力高	7.48 MPa [gage] 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※7。	1ヶ月に1回	当直長	
			チャンネル校正を実施する※8。	定検停止時	計測制御GM	
			論理回路機能検査を実施する※9。	定検停止時	運転評価GM	
	3. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,165 cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※7。	1ヶ月に1回	当直長	
			チャンネル校正を実施する※8。	定検停止時	計測制御GM	
			論理回路機能検査を実施する※9。	定検停止時	運転評価GM	
	4. 手動ARI	二	論理回路機能検査を実施する※9。	定検停止時	運転評価GM	
	<p>※6：機能検査とは、論理回路の出力段の信号により、電磁弁が動作することを確認することをいう。</p>					
	<p>※7：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p>					
	<p>※8：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。</p>					
	<p>※9：論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。</p>					

変 更 前	変 更 後	備 考												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1397 264 2460 667"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合</td> <td>A 1. 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※11</sup>。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>又は 手動A R I が動作不能の場合</td> <td>及び A 2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：A T W S 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系をいう。</p> <p>※11：ほう酸水注入系については1系列を起動し動作可能であることを確認するとともに、A T W S 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチについては至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A 1. 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※11</sup> 。	6時間	又は 手動A R I が動作不能の場合	及び A 2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
条 件	要求される措置	完了時間												
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A 1. 当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※11</sup> 。	6時間												
又は 手動A R I が動作不能の場合	及び A 2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間												
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間												



変更前	変更後	備考																				
(なし)	<p data-bbox="1389 237 2294 268"><u>6.6-1-2 ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</u></p> <p data-bbox="1389 317 1620 348"><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1397 348 2540 489"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 348 1819 401">項目</th> <th data-bbox="1819 348 2540 401">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 401 1819 489"><u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</u></td> <td data-bbox="1819 401 2540 489"><u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が動作可能であること※1※2</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 520 2540 810"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 520 1629 604">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 520 2104 604">要素</th> <th data-bbox="2104 520 2540 604">動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 604 1629 674" rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;"><u>運 転 起 動</u></td> <td data-bbox="1629 604 2104 674">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="2104 604 2540 674">2チャンネル※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 674 2104 743">原子炉水位低（レベル3）</td> <td data-bbox="2104 674 2540 743">2チャンネル※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 743 2104 810">原子炉水位異常低（レベル2）</td> <td data-bbox="2104 743 2540 810">2チャンネル※4</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 846 2540 1035"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 846 1629 930">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 846 2104 930">要素</th> <th data-bbox="2104 846 2540 930">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 930 1629 1035" style="text-align: center; vertical-align: middle;"><u>運 転 起 動</u></td> <td data-bbox="1629 930 2104 1035"><u>RIP-ASD手動停止</u></td> <td data-bbox="2104 930 2540 1035" style="text-align: center;"><u>10台</u></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1389 1045 2006 1077">※1：RIP-ASDが動作可能であることを含む。</p> <p data-bbox="1389 1087 2570 1276">※2：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。</p> <p data-bbox="1389 1287 1952 1318">※3：3チャンネルのうち2チャンネルをいう。</p> <p data-bbox="1389 1329 1952 1360">※4：4チャンネルのうち2チャンネルをいう。</p>	項目	運転上の制限	<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</u>	<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が動作可能であること※1※2</u>	適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	<u>運 転 起 動</u>	原子炉圧力高	2チャンネル※3	原子炉水位低（レベル3）	2チャンネル※3	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4	適用される原子炉の状態	要素	所要数	<u>運 転 起 動</u>	<u>RIP-ASD手動停止</u>	<u>10台</u>	
項目	運転上の制限																					
<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</u>	<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が動作可能であること※1※2</u>																					
適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）																				
<u>運 転 起 動</u>	原子炉圧力高	2チャンネル※3																				
	原子炉水位低（レベル3）	2チャンネル※3																				
	原子炉水位異常低（レベル2）	2チャンネル※4																				
適用される原子炉の状態	要素	所要数																				
<u>運 転 起 動</u>	<u>RIP-ASD手動停止</u>	<u>10台</u>																				

変 更 前	変 更 後					備 考																																																
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1389 254 2481 1533"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</td> <td>二</td> <td>機能検査を実施する※5。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 原子炉圧力高</td> <td rowspan="3">7.48 MPa[gage] 以下</td> <td>原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する※7。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能検査を実施する※8。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3. 原子炉水位低 (レベル3)</td> <td rowspan="3">1,285cm 以上 (圧力容器零レベルより)</td> <td>原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する※7。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能検査を実施する※8。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">4. 原子炉水位異常低 (レベル2)</td> <td rowspan="3">1,165cm 以上 (圧力容器零レベルより)</td> <td>原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する※7。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能検査を実施する※8。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td>5. RIP-ASD 手動スイッチ</td> <td>二</td> <td>論理回路機能検査を実施する※8。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：機能検査とは、論理回路の出力段の信号により、RIP-ASDが停止することを確認することをいう。</p> <p>※6：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p>※7：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p>※8：論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。</p>					要素	設定値	項目	頻 度	担 当	1. 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	二	機能検査を実施する※5。	定検停止時	運転評価GM	2. 原子炉圧力高	7.48 MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長	チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM	論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM	3. 原子炉水位低 (レベル3)	1,285cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長	チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM	論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM	4. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,165cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長	チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM	論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM	5. RIP-ASD 手動スイッチ	二	論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM	
要素	設定値	項目	頻 度	担 当																																																		
1. 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	二	機能検査を実施する※5。	定検停止時	運転評価GM																																																		
2. 原子炉圧力高	7.48 MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長																																																		
		チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM																																																		
		論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM																																																		
3. 原子炉水位低 (レベル3)	1,285cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長																																																		
		チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM																																																		
		論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM																																																		
4. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,165cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する※6。	1ヶ月に1回	当直長																																																		
		チャンネル校正を実施する※7。	定検停止時	計測制御GM																																																		
		論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM																																																		
5. RIP-ASD 手動スイッチ	二	論理回路機能検査を実施する※8。	定検停止時	運転評価GM																																																		

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1403 254 2466 625"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 296 1736 520">                     A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合                      又は                      RIP-ASD 手動スイッチによる停止ができない場合                 </td> <td data-bbox="1736 296 2288 499">                     A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>。                      及び                      A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="2288 296 2466 499">                     6時間                        30日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 520 1736 625">                     B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合                 </td> <td data-bbox="1736 520 2288 625">                     B1. 当直長は、高温停止にする。                 </td> <td data-bbox="2288 520 2466 625">                     24時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。                  ※10：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 又は RIP-ASD 手動スイッチによる停止ができない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間   30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
条件	要求される措置	完了時間									
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 又は RIP-ASD 手動スイッチによる停止ができない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間   30日間									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間									

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>(なし)</p>	<p>表 6.6-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>6.6-2-1 高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 426 2552 567"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 426 1819 478">項 目</th> <th data-bbox="1819 426 2552 478">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 478 1819 567">高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)</td> <td data-bbox="1819 478 2552 567">高圧代替注水系が動作可能であること※1※2※3</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 606 2552 997"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 606 1697 690">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1697 606 2318 690">設 備</th> <th data-bbox="2318 606 2552 690">所 要 数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 690 1697 997" rowspan="6">運 転 起 動 高 温 停 止 (原子炉圧力が 1.03MPa[gage]以上 の場合)</td> <td data-bbox="1697 690 2318 743">高圧代替注水系ポンプ</td> <td data-bbox="2318 690 2552 743">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 743 2318 795">復水貯蔵槽</td> <td data-bbox="2318 743 2552 795">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 795 2318 848">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2318 795 2552 848">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 848 2318 900">可搬型直流電源設備</td> <td data-bbox="2318 848 2552 900">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 900 2318 953">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2318 900 2552 953">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 953 2318 997">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="2318 953 2552 997">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁並びに配管を含む。</p> <p>※2：原子炉隔離時冷却系起動準備及び原子炉隔離時冷却系運転中は、高圧代替注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>※3：運転上の制限を満足しない場合は、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「6.6-1.1-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧代替注水系が動作可能であること※1※2※3	適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数	運 転 起 動 高 温 停 止 (原子炉圧力が 1.03MPa[gage]以上 の場合)	高圧代替注水系ポンプ	1台	復水貯蔵槽	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	可搬型直流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	常設代替直流電源設備	※8	
項 目	運 転 上 の 制 限																					
高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧代替注水系が動作可能であること※1※2※3																					
適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数																				
運 転 起 動 高 温 停 止 (原子炉圧力が 1.03MPa[gage]以上 の場合)	高圧代替注水系ポンプ	1台																				
	復水貯蔵槽	※4																				
	可搬型代替交流電源設備	※5																				
	可搬型直流電源設備	※6																				
	常設代替交流電源設備	※7																				
	常設代替直流電源設備	※8																				

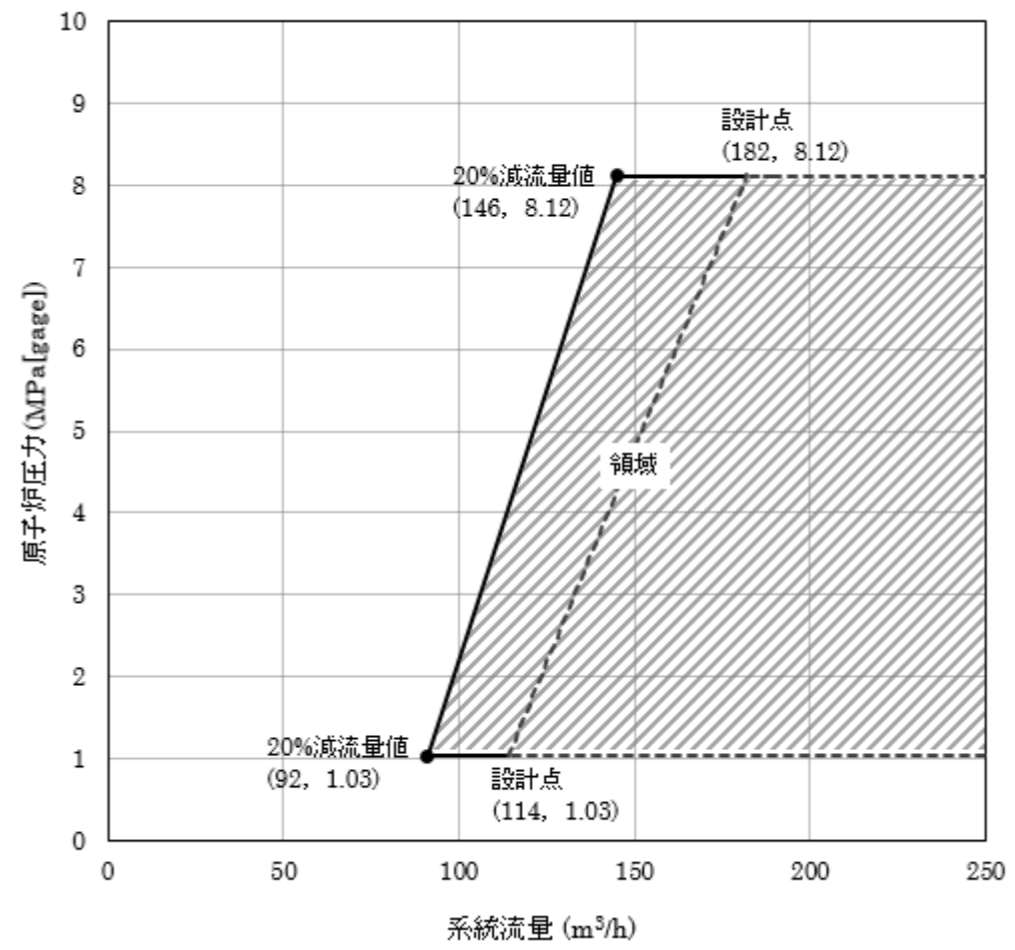
変 更 前	変 更 後	備 考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 254 1982 306">項 目</th> <th data-bbox="1982 254 2329 306">頻 度</th> <th data-bbox="2329 254 2555 306">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 306 1982 449">1. <u>高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 306 2329 449">待機状態となる前に1回</td> <td data-bbox="2329 306 2555 449">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 449 1982 625">2. <u>高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 449 2329 625">待機状態となる前に1回</td> <td data-bbox="2329 449 2555 625">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 625 1982 835">3. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 625 2329 835">定検停止後の 原子炉起動中に1回</td> <td data-bbox="2329 625 2555 835">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 835 1982 940">4. <u>高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 835 2329 940">定検停止後の 原子炉起動中に1回</td> <td data-bbox="2329 835 2555 940">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 940 1982 1150">5. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 940 2329 1150">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2329 940 2555 1150">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1150 1982 1327">6. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u></td> <td data-bbox="1982 1150 2329 1327">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2329 1150 2555 1327">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	担 当	1. <u>高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	待機状態となる前に1回	原子炉GM	2. <u>高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	待機状態となる前に1回	当直長	3. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	定検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長	4. <u>高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	定検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長	5. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長	6. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	頻 度	担 当																					
1. <u>高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	待機状態となる前に1回	原子炉GM																					
2. <u>高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	待機状態となる前に1回	当直長																					
3. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	定検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長																					
4. <u>高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	定検停止後の 原子炉起動中に1回	当直長																					
5. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長																					
6. <u>原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長																					

変更前

変更後

備考

図 6.6-2-1



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 260 2540 905"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1703 302">条件</th> <th data-bbox="1703 260 2407 302">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 260 2540 302">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 302 1703 625"> <u>A. 高圧代替注水系が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1703 302 2407 625"> <u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、<u>その他設備※9</u>が動作可能であることを確認する。</u>            及び  <u>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u>            及び  <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2407 302 2540 625"> <u>速やかに</u>   <u>3日間</u>   <u>30日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 625 1703 785"> <u>B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1703 625 2407 785"> <u>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</u>            及び  <u>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2407 625 2540 785"> <u>速やかに</u>   <u>10日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 785 1703 905"> <u>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1703 785 2407 905"> <u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u>            及び  <u>C 2. 当直長は、原子炉圧力を 1.0 MPa[gage]未満にする。</u> </td> <td data-bbox="2407 785 2540 905"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1403 915 2540 984">※9：残りの高圧炉心注水系 1 系列及び高圧炉心注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p data-bbox="1403 995 1822 1024">※10：原子炉隔離時冷却系をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	<u>A. 高圧代替注水系が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、<u>その他設備※9</u>が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>	<u>B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>10日間</u>	<u>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、原子炉圧力を 1.0 MPa[gage]未満にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	
条件	要求される措置	完了時間												
<u>A. 高圧代替注水系が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、<u>その他設備※9</u>が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>												
<u>B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管又は弁が動作不能の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高圧炉心注水系 1 系列及び常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>10日間</u>												
<u>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、原子炉圧力を 1.0 MPa[gage]未満にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>												



変 更 前	変 更 後	備 考																												
<p>(なし)</p>	<p>6.6-2-2 高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1389 346 2567 556"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）</td> <td>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材<sup>※1</sup>が準備されていること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な資機材とは、現場での手動操作により、起動及び運転継続するために必要な手順及び機材等をいう。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1389 703 2552 1045"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 1123 2546 1738"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合</td> <td>A1. 当直長は、高压炉心注水系が動作可能であることを確認する<sup>※2</sup>。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する<sup>※2</sup>。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：至近の記録等により確認することをいう。</p>	項 目	運転上の制限	高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材 <sup>※1</sup> が準備されていること。	項 目	頻 度	担 当	1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	条 件	要求される措置	完了時間	A. 高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 当直長は、高压炉心注水系が動作可能であることを確認する <sup>※2</sup> 。	速やかに	及び A2. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する <sup>※2</sup> 。	3日間	及び A3. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	36時間	
項 目	運転上の制限																													
高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材 <sup>※1</sup> が準備されていること。																													
項 目	頻 度	担 当																												
1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高压代替注水系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																												
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な資機材が準備されていることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																												
条 件	要求される措置	完了時間																												
A. 高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 当直長は、高压炉心注水系が動作可能であることを確認する <sup>※2</sup> 。	速やかに																												
	及び A2. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する <sup>※2</sup> 。	3日間																												
	及び A3. 当直長は、高压代替注水系又は原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	30日間																												
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																												
	及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03MPa[gage]未満にする。	36時間																												

変 更 前	変 更 後	備 考																												
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-2-3 ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 346 2558 487"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 346 1745 394">項 目</th> <th data-bbox="1745 346 2558 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 394 1745 487"><u>ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）</u></td> <td data-bbox="1745 394 2558 487"><u>ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2558 814"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1650 611">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 527 2329 611">設 備</th> <th data-bbox="2329 527 2558 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1650 659" rowspan="4" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1650 611 2329 659">ほう酸水注入系ポンプ</td> <td data-bbox="2329 611 2558 659">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 659 2329 707">ほう酸水注入系貯蔵タンク</td> <td data-bbox="2329 659 2558 707">1基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 707 2329 756">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2329 707 2558 756">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 756 2329 814">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2329 756 2558 814">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：<u>必要な弁並びに配管を含む。</u>                  ※2：<u>運転上の制限を満足しない場合は、「第24条 ほう酸水注入系」の運転上の制限も確認する。</u>                  ※3：<u>「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</u>                  ※4：<u>「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</u></p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1380 1073 2496 1451"> <thead> <tr> <th data-bbox="1380 1073 2033 1113">項 目</th> <th data-bbox="2033 1073 2264 1113">頻 度</th> <th data-bbox="2264 1073 2496 1113">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1380 1113 2033 1176">1. <u>定検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2033 1113 2264 1176">定検停止時</td> <td data-bbox="2264 1113 2496 1176">運転評価GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1380 1176 2033 1281">2. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図2.4-1, 2の範囲内にあることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2033 1176 2264 1281">毎日1回</td> <td data-bbox="2264 1176 2496 1281">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1380 1281 2033 1451">3. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2033 1281 2264 1451">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2264 1281 2496 1451">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	<u>ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）</u>	<u>ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2</u>	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	ほう酸水注入系ポンプ	1台	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基	可搬型代替交流電源設備	※3	常設代替交流電源設備	※4	項 目	頻 度	担 当	1. <u>定検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。</u>	定検停止時	運転評価GM	2. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図2.4-1, 2の範囲内にあることを確認する。</u>	毎日1回	当直長	3. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	運転上の制限																													
<u>ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）</u>	<u>ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2</u>																													
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止	ほう酸水注入系ポンプ	1台																												
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基																												
	可搬型代替交流電源設備	※3																												
	常設代替交流電源設備	※4																												
項 目	頻 度	担 当																												
1. <u>定検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。</u>	定検停止時	運転評価GM																												
2. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図2.4-1, 2の範囲内にあることを確認する。</u>	毎日1回	当直長																												
3. <u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。</u>	1ヶ月に1回	当直長																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1679 302">条件</th> <th data-bbox="1679 260 2427 302">要求される措置</th> <th data-bbox="2427 260 2564 302">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 302 1679 512">A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内でない場合</td> <td data-bbox="1679 302 2427 512">A 1. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。</td> <td data-bbox="2427 302 2564 512">3日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 512 1679 835">B. ほう酸水注入系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1679 512 2427 835">                     B 1. 1. 当直長は、原子炉隔離時冷却系を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※5</sup>。                      又は                      B 1. 2. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。                      及び                      B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="2427 512 2564 835">                     速やかに        8時間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 835 1679 995">C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1679 835 2427 995">                     C 1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      C 2. 当直長は、冷温停止にする。                 </td> <td data-bbox="2427 835 2564 995">                     24時間   36時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合。</p> <p>※6：残りの高圧炉心注水系1系列及び高圧炉心注水系に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。	3日間	B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B 1. 1. 当直長は、原子炉隔離時冷却系を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※5</sup> 。 又は B 1. 2. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに        8時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間   36時間	
条件	要求される措置	完了時間												
A. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1, 2の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。	3日間												
B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B 1. 1. 当直長は、原子炉隔離時冷却系を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※5</sup> 。 又は B 1. 2. 当直長は、高圧炉心注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに        8時間												
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間   36時間												

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>6 6 - 3 - 1 代替自動減圧機能</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1389 422 2546 596"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 422 1798 474">項 目</th> <th data-bbox="1798 422 2546 474">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 474 1798 596">代替自動減圧機能</td> <td data-bbox="1798 474 2546 596">(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が動作可能であること※<sup>1</sup> (2) 自動減圧系の起動阻止スイッチが動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1389 632 2555 1098"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 632 1715 751">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1715 632 2199 751">要 素</th> <th data-bbox="2199 632 2555 751">動作可能であるべき 所要数・チャンネル数 (論理毎)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 751 1715 1098" rowspan="4">運 転 起 動 高温停止 (原子炉圧力が 1. 0 3 MPa [gage] 以上の場合)</td> <td data-bbox="1715 751 2199 837">代替自動減圧機能論理回路</td> <td data-bbox="2199 751 2555 837">1 系※<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1715 837 2199 924">原子炉水位異常低 (レベル 1) ※<sup>2</sup></td> <td data-bbox="2199 837 2555 924">2 チャンネル※<sup>4</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1715 924 2199 1010">残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※<sup>2</sup></td> <td data-bbox="2199 924 2555 1010">1 チャンネル※<sup>5</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1715 1010 2199 1098">自動減圧系の起動阻止スイッチ</td> <td data-bbox="2199 1010 2555 1098">1 系※<sup>6</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 1 : 本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とは見なさない。</p> <p>※ 2 : 運転上の制限を満足しない場合は、「第 2 7 条 計測及び制御設備」及び「6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※ 3 : 1 系とは、A 系又は B 系の代替自動減圧機能論理回路をいう。</p> <p>※ 4 : 片系 3 チャンネルのうち 2 チャンネルをいう。</p> <p>※ 5 : 片系 3 チャンネルのうち 1 チャンネルをいう。</p> <p>※ 6 : 1 系とは、A 系及び B 系の自動減圧系の起動阻止スイッチをいう。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 自動減圧系の起動阻止スイッチが動作可能であること	適用される 原子炉の状態	要 素	動作可能であるべき 所要数・チャンネル数 (論理毎)	運 転 起 動 高温停止 (原子炉圧力が 1. 0 3 MPa [gage] 以上の場合)	代替自動減圧機能論理回路	1 系※ <sup>3</sup>	原子炉水位異常低 (レベル 1) ※ <sup>2</sup>	2 チャンネル※ <sup>4</sup>	残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※ <sup>2</sup>	1 チャンネル※ <sup>5</sup>	自動減圧系の起動阻止スイッチ	1 系※ <sup>6</sup>	
項 目	運 転 上 の 制 限																	
代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 自動減圧系の起動阻止スイッチが動作可能であること																	
適用される 原子炉の状態	要 素	動作可能であるべき 所要数・チャンネル数 (論理毎)																
運 転 起 動 高温停止 (原子炉圧力が 1. 0 3 MPa [gage] 以上の場合)	代替自動減圧機能論理回路	1 系※ <sup>3</sup>																
	原子炉水位異常低 (レベル 1) ※ <sup>2</sup>	2 チャンネル※ <sup>4</sup>																
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※ <sup>2</sup>	1 チャンネル※ <sup>5</sup>																
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	1 系※ <sup>6</sup>																

変 更 前	変 更 後					備 考																																										
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1389 254 2576 1371"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替自動減圧機能</td> <td>二</td> <td>機能検査を実施する<sup>※7</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 原子炉水位異常低 (レベル1)</td> <td rowspan="3">9.36 cm 以上<sup>※8</sup> (圧力容器零レベルより)</td> <td>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する<sup>※9</sup>。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する<sup>※10</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能検査を実施する<sup>※11</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高<sup>※12</sup></td> <td rowspan="3">0.94 MPa[gage]<sup>※8</sup></td> <td>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する<sup>※9</sup>。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する<sup>※10</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能検査を実施する<sup>※11</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> <tr> <td>4. 始動タイマ</td> <td>10分以下</td> <td>チャンネル校正を実施する<sup>※10</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ</td> <td>二</td> <td>論理回路機能検査を実施する<sup>※11</sup>。</td> <td>定検停止時</td> <td>運転評価GM</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。</p> <p>※8：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。</p> <p>※9：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p>※10：チャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p>※11：論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生（自動減圧系の起動阻止スイッチについては、信号の阻止）することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したと見なすことができる。</p> <p>※12：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとは見なさない。</p>					要素	設定値	項目	頻度	担当	1. 代替自動減圧機能	二	機能検査を実施する <sup>※7</sup> 。	定検停止時	運転評価GM	2. 原子炉水位異常低 (レベル1)	9.36 cm 以上 <sup>※8</sup> (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長	チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	計測制御GM	論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM	3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 <sup>※12</sup>	0.94 MPa[gage] <sup>※8</sup>	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長	チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	計測制御GM	論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM	4. 始動タイマ	10分以下	チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	電気機器GM	5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ	二	論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM	
要素	設定値	項目	頻度	担当																																												
1. 代替自動減圧機能	二	機能検査を実施する <sup>※7</sup> 。	定検停止時	運転評価GM																																												
2. 原子炉水位異常低 (レベル1)	9.36 cm 以上 <sup>※8</sup> (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長																																												
		チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	計測制御GM																																												
		論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM																																												
3. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 <sup>※12</sup>	0.94 MPa[gage] <sup>※8</sup>	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長																																												
		チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	計測制御GM																																												
		論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM																																												
4. 始動タイマ	10分以下	チャンネル校正を実施する <sup>※10</sup> 。	定検停止時	電気機器GM																																												
5. 自動減圧系の起動阻止スイッチ	二	論理回路機能検査を実施する <sup>※11</sup> 。	定検停止時	運転評価GM																																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																				
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 264 1679 296">要素</th> <th data-bbox="1679 264 1926 296">条件</th> <th data-bbox="1926 264 2439 296">要求される措置</th> <th data-bbox="2439 264 2579 296">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 296 1679 506">                     1. 論理回路                      2. 原子炉水位異常低                      (レベル1)                      3. 残留熱除去系ポン                      プ吐出圧力高                      4. 始動タイマ                 </td> <td data-bbox="1679 296 1926 506">                     A. 動作可能である                      べきチャンネル                      数を満足できな                      い場合                 </td> <td data-bbox="1926 296 2439 506">                     A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を                      持つ重大事故等対処設備<sup>※13</sup>が動                      作可能であることを確認する<sup>※14</sup>。                      及び                      A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可                      能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="2439 296 2579 506">                     6時間                         30日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 506 1679 642"></td> <td data-bbox="1679 506 1926 642">                     B. 条件Aで要求さ                      れる措置を完了                      時間内に達成で                      きない場合                 </td> <td data-bbox="1926 506 2439 642">                     B1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03                      MPa[gage]未満にする。                 </td> <td data-bbox="2439 506 2579 642">                     24時間                       36時間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 642 1679 852">                     5. 自動減圧系の起動                      阻止スイッチ                 </td> <td data-bbox="1679 642 1926 852">                     A. 動作可能である                      べき所要数を満                      足できない場合                 </td> <td data-bbox="1926 642 2439 852">                     A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を                      持つ重大事故等対処設備<sup>※15</sup>が動                      作可能であることを確認する<sup>※14</sup>。                      及び                      A2. 当直長は、当該系統を動作可能な状                      態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="2439 642 2579 852">                     6時間                       30日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 852 1679 1016"></td> <td data-bbox="1679 852 1926 1016">                     B. 条件Aで要求さ                      れる措置を完了                      時間内に達成で                      きない場合                 </td> <td data-bbox="1926 852 2439 1016">                     B1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03                      MPa[gage]未満にする。                 </td> <td data-bbox="2439 852 2579 1016">                     24時間                       36時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※13：主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であることをいう。</p> <p>※14：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。</p> <p>※15：ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。</p>	要素	条件	要求される措置	完了時間	1. 論理回路 2. 原子炉水位異常低 (レベル1) 3. 残留熱除去系ポン プ吐出圧力高 4. 始動タイマ	A. 動作可能である べきチャンネル 数を満足できな い場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を 持つ重大事故等対処設備 <sup>※13</sup> が動 作可能であることを確認する <sup>※14</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可 能な状態に復旧する。	6時間    30日間		B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間	5. 自動減圧系の起動 阻止スイッチ	A. 動作可能である べき所要数を満 足できない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を 持つ重大事故等対処設備 <sup>※15</sup> が動 作可能であることを確認する <sup>※14</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。	6時間  30日間		B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間	
要素	条件	要求される措置	完了時間																			
1. 論理回路 2. 原子炉水位異常低 (レベル1) 3. 残留熱除去系ポン プ吐出圧力高 4. 始動タイマ	A. 動作可能である べきチャンネル 数を満足できな い場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を 持つ重大事故等対処設備 <sup>※13</sup> が動 作可能であることを確認する <sup>※14</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可 能な状態に復旧する。	6時間    30日間																			
	B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間																			
5. 自動減圧系の起動 阻止スイッチ	A. 動作可能である べき所要数を満 足できない場合	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を 持つ重大事故等対処設備 <sup>※15</sup> が動 作可能であることを確認する <sup>※14</sup> 。 及び A2. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。	6時間  30日間																			
	B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、原子炉圧力を1.03 MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間																			

変更前	変更後	備考																								
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-3-2 主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 489"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)</td> <td>主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能 であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 919"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>8 個</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な配管及びアキュムレータを含む。                  ※2：当該系統が動作不能の場合は、「第30条 主蒸気逃がし安全弁」及び「第39条 非常用炉心冷却系その1」の運転上の制限も確認する。                  ※3：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※4：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※5：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※6：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1308 2549 1451"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能 であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	8 個	可搬型代替交流電源設備	※3	可搬型直流電源設備	※4	所内蓄電式直流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	項目	頻 度	担 当	1. 主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	
項目	運転上の制限																									
主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能 であること※1※2																									
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																								
運 転 起 動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	8 個																								
	可搬型代替交流電源設備	※3																								
	可搬型直流電源設備	※4																								
	所内蓄電式直流電源設備	※5																								
	常設代替交流電源設備	※6																								
項目	頻 度	担 当																								
1. 主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 226 1724 268">条件</th> <th data-bbox="1724 226 2407 268">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 226 2555 268">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 268 1724 615"> <u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u> </td> <td data-bbox="1724 268 2407 615"> <u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 2. 当直長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.0 3MPa [gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2407 268 2555 615"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>10 日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 615 1724 936"> <u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>                      又は  <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個以上が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1724 615 2407 936"> <u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u>                      及び  <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="2407 615 2555 936"> <u>24 時間</u>   <u>36 時間</u> </td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	<u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.0 3MPa [gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>10 日間</u>	<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> 又は <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個以上が動作不能の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24 時間</u>  <u>36 時間</u>	
条件	要求される措置	完了時間									
<u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、高圧炉心注水系 2 系列について動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.0 3MPa [gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>10 日間</u>									
<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> 又は <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個以上が動作不能の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24 時間</u>  <u>36 時間</u>									



変更前	変更後	備考																					
<p>(なし)</p>	<p>6.6-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 346 2549 558"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁の機能回復</td> <td>(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 598 2561 1033"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td>AM用切替装置 (SRV)</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">可搬型直流電源設備による減圧系</td> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</td> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>高圧窒素ガスポンペ供給系による作動窒素ガス確保系</td> <td>高圧窒素ガスポンペ</td> <td>5本</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁及び配管を含む。                  ※2：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※3：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止	AM用切替装置 (SRV)	1個	可搬型直流電源設備による減圧系	可搬型直流電源設備	※2	常設代替直流電源設備	※3	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1個	高圧窒素ガスポンペ供給系による作動窒素ガス確保系	高圧窒素ガスポンペ	5本	
項目	運転上の制限																						
主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※1																						
適用される原子炉の状態	設備	所要数																					
運転 起動 高温停止	AM用切替装置 (SRV)	1個																					
	可搬型直流電源設備による減圧系	可搬型直流電源設備	※2																				
		常設代替直流電源設備	※3																				
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1個																				
高圧窒素ガスポンペ供給系による作動窒素ガス確保系	高圧窒素ガスポンペ	5本																					

変 更 前	変 更 後	備 考																								
	<p>(2) 確認事項</p> <p>1. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="1391 291 2466 485"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="1391 556 2466 873"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系</p> <table border="1" data-bbox="1391 942 2466 1314"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	担 当	1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	項 目	頻 度	担 当	1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定検停止時	計測制御GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	項 目	頻 度	担 当	1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	頻 度	担 当																								
1. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																								
項 目	頻 度	担 当																								
1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定検停止時	計測制御GM																								
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																								
項 目	頻 度	担 当																								
1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	原子炉GM																								
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 262 1762 304">条件</th> <th data-bbox="1762 262 2407 304">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 262 2537 304">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 304 1762 709"> <p>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1762 304 2407 709"> <p>A 1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2407 304 2537 709"> <p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 709 1762 1144"> <p>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1762 709 2407 1144"> <p>B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する<sup>※6</sup>。 及び B 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2407 709 2537 1144"> <p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1144 1762 1270"> <p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1762 1144 2407 1270"> <p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、低温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2407 1144 2537 1270"> <p>24時間  36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：代替品の補充をいう。          ※5：代替逃がし安全弁駆動装置による減圧をいう。          ※6：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。</p>	条件	要求される措置	完了時間	<p>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p>	<p>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する<sup>※6</sup>。 及び B 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p>	<p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	
条件	要求される措置	完了時間												
<p>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p>												
<p>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する<sup>※6</sup>。 及び B 2. 1. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  3日間  10日間</p>												
<p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>												

変 更 前	変 更 後	備 考																													
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系 (常設)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 426 2540 569"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>低圧代替注水系 (常設) が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 606 2540 1203"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td>復水移送ポンプ※4</td> <td>2 台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※9</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">冷温停止 燃料交換※3</td> <td>復水移送ポンプ※5</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※9</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 必要な弁及び配管を含む。</p> <p>※2 : 低圧代替注水系 (常設) の注水ラインは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系 (常設)」、「6 6 - 4 - 2 低圧代替注水系 (可搬型)」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「第 3 9 条 非常用炉心冷却系その 1」、「第 4 0 条 非常用炉心冷却系その 2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3 : 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※4 : 復水移送ポンプは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系 (常設)」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」、「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)」及び「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系 (常設)」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※5 : 運転上の制限を満足しない場合は、「第 4 0 条 非常用炉心冷却系その 2」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※6 : 「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7 : 「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8 : 「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※9 : 「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (常設) が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※4	2 台	復水貯蔵槽	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	常設代替交流電源設備	※8	代替所内電気設備	※9	冷温停止 燃料交換※3	復水移送ポンプ※5	1 台	復水貯蔵槽	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	常設代替交流電源設備	※8	代替所内電気設備	※9	
項 目	運 転 上 の 制 限																														
低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (常設) が動作可能であること※1※2																														
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																													
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※4	2 台																													
	復水貯蔵槽	※6																													
	可搬型代替交流電源設備	※7																													
	常設代替交流電源設備	※8																													
	代替所内電気設備	※9																													
冷温停止 燃料交換※3	復水移送ポンプ※5	1 台																													
	復水貯蔵槽	※6																													
	可搬型代替交流電源設備	※7																													
	常設代替交流電源設備	※8																													
	代替所内電気設備	※9																													

変更前	変更後	備考															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 254 2582 751"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 254 2214 310">項目</th> <th data-bbox="2214 254 2407 310">頻度</th> <th data-bbox="2407 254 2582 310">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 310 2214 411">1. 復水移送ポンプ2台運転にて、揚程が <input type="text"/> m以上、流量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2214 310 2407 411">定検停止時</td> <td data-bbox="2407 310 2582 411">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 411 2214 512">2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2214 411 2407 512">定検停止時</td> <td data-bbox="2407 411 2582 512">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 512 2214 613">3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※10</sup>において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する<sup>※11</sup>。</td> <td data-bbox="2214 512 2407 613">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2407 512 2582 613">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 613 2214 751">4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※10</sup>において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2214 613 2407 751">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2407 613 2582 751">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1377 758 2567 831">※10：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p data-bbox="1377 837 2113 871">※11：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ2台運転にて、揚程が <input type="text"/> m以上、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※10</sup> において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※11</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※10</sup> において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項目	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプ2台運転にて、揚程が <input type="text"/> m以上、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM															
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長															
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※10</sup> において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※11</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長															
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※10</sup> において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長															

変更前	変更後			備考
	(3) 要求される措置			
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間
	運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (常設) が動作不 能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、 動作可能であることを確認する <sup>*12</sup> と ともに、その他設備 <sup>*13</sup> が動作可能で あることを確認する。	速やかに
及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*14</sup> が動作可 能であることを確認する。			3 日間	
及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。			30 日間	
B. 低圧注水系と共 用する配管又は 弁が動作不能の 場合		B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、 動作可能であることを確認する <sup>*12</sup> と ともに、その他設備 <sup>*15</sup> が動作可能で あることを確認する。	速やかに	
		及び B 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*14</sup> が動作可 能であることを確認する。	3 日間	
		及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	10 日間	
C. 条件A, Bで要求 される措置を完 了時間内に達成 できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間		
	及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	36 時間		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換 <sup>*16</sup>	A. 低圧代替注水系 (常設) が動作不 能の場合 又は 低圧注水系と共 用する配管又は 弁が動作不能の 場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、第40条で要求される非常 用炉心冷却系 <sup>*17</sup> 1系列を起動し、動 作可能であることを確認する <sup>*12</sup> と ともに、その他の設備 <sup>*18</sup> が動作可能 であることを確認する。	速やかに  速やかに	
<p>※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※13：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※14：高圧炉心注水系をいう。</p> <p>※15：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※16：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※17：自動減圧系を除く。</p> <p>※18：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系(可搬型)をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p data-bbox="1383 237 1872 268"><u>6.6-4-2 低圧代替注水系（可搬型）</u></p> <p data-bbox="1383 317 1620 348">(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1383 348 2564 470"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 348 1762 401">項目</th> <th data-bbox="1762 348 2564 401">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 401 1762 470"><u>低圧代替注水系（可搬型）</u></td> <td data-bbox="1762 401 2564 470"><u>低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1383 512 2564 850"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 512 1650 594">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 512 2312 594">設備</th> <th data-bbox="2312 512 2564 594">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 594 1650 646" rowspan="5">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※3</td> <td data-bbox="1650 594 2312 646"><u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u></td> <td data-bbox="2312 594 2564 646">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 646 2312 699">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2312 646 2564 699">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 699 2312 751">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2312 699 2564 751">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 751 2312 804">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2312 751 2564 804">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 804 2312 850">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2312 804 2564 850">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1383 858 2564 930">※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。</p> <p data-bbox="1383 938 2564 1089">※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「6.6-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「6.6-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p data-bbox="1383 1098 2564 1169">※3：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p data-bbox="1383 1178 2531 1209">※4：「6.6-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1218 2282 1249">※5：「6.6-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1257 2415 1289">※6：「6.6-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1297 2389 1329">※7：「6.6-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1337 2338 1369">※8：「6.6-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>	<u>低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</u>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※3	<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>	※4	燃料補給設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	代替所内電気設備	※8	
項目	運転上の制限																			
<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>	<u>低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</u>																			
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																		
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※3	<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>	※4																		
	燃料補給設備	※5																		
	可搬型代替交流電源設備	※6																		
	常設代替交流電源設備	※7																		
	代替所内電気設備	※8																		



変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	<u>適用される 原子炉 の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系(可 搬型)が動作不能の 場合	<p>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*<sup>9</sup>とともに、<u>その他設備*<sup>10</sup>が動作可能であることを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;">及び</p> <p>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*<sup>11</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p style="text-align: center;">及び</p> <p>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p style="text-align: center;">又は</p> <p>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*<sup>9</sup>とともに、<u>その他設備*<sup>10</sup>が動作可能であることを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;">及び</p> <p>B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*<sup>12</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p style="text-align: center;">及び</p> <p>B 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用 する配管又は弁 が動作不能の場 合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、 動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とと もに、その他設備 <sup>※13</sup> が動作可能である ことを確認する。 及び B 2. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を 持つ重大事故等対処設備 <sup>※11</sup> が動作 可能であることを確認する。 又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主 対策設備 <sup>※12</sup> が動作可能であること を確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復 旧する。	速やかに   3日間  3日間  10日間	
		C. 条件A又はBで要求 される措置を完了 時間内に達成でき ない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換 <sup>※14</sup>	A. 低圧代替注水系（可 搬型）が動作不能の 場合 又は 低圧注水系と共用 する配管又は弁が 動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第 40 条で要求される非常用 炉心冷却系 <sup>※15</sup> 1 系列を起動し、動作可 能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、 その他の設備 <sup>※16</sup> が動作可能であるこ とを確認する。	速やかに  速やかに	
	<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：高圧炉心注水系をいう。</p> <p>※12：消火系による低圧注水をいう。</p> <p>※13：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※14：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※15：自動減圧系を除く。</p> <p>※16：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>				

変 更 前	変 更 後	備 考																																								
(なし)	<p>表 6.6-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備                      原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備                      水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>6.6-5-1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1394 504 2552 604"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1394 630 2552 1386"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="15" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td>フィルタ装置</td> <td>1 個</td> </tr> <tr><td>よう素フィルタ</td> <td>2 個</td> </tr> <tr><td>ラブチャーディスク</td> <td>2 個</td> </tr> <tr><td>遠隔空気駆動弁操作ポンプ</td> <td>4 個※3</td> </tr> <tr><td>スクラバ水 pH 制御設備</td> <td>1 式</td> </tr> <tr><td>ドレン移送ポンプ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr><td>ドレンタンク</td> <td>1 基</td> </tr> <tr><td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>※4</td> </tr> <tr><td>フィルタ装置水素濃度</td> <td>※4</td> </tr> <tr><td>可搬型窒素供給装置</td> <td>※5</td> </tr> <tr><td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td>※6</td> </tr> <tr><td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr><td>可搬型直流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> <tr><td>常設代替交流電源設備</td> <td>※9</td> </tr> <tr><td>常設代替直流電源設備</td> <td>※10</td> </tr> <tr><td>代替所内電気設備</td> <td>※11</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。                      ※2：原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。                      ※3：「6.6-5-2 耐圧強化ベント系」の遠隔空気駆動弁操作ポンプを兼ねる。                      ※4：「6.6-1.3-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。                      ※5：「6.6-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。                      ※6：「6.6-1.9-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。                      ※7：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※8：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※9：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※10：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※11：「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	フィルタ装置	1 個	よう素フィルタ	2 個	ラブチャーディスク	2 個	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	4 個※3	スクラバ水 pH 制御設備	1 式	ドレン移送ポンプ	1 台	ドレンタンク	1 基	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4	フィルタ装置水素濃度	※4	可搬型窒素供給装置	※5	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	可搬型直流電源設備	※8	常設代替交流電源設備	※9	常設代替直流電源設備	※10	代替所内電気設備	※11	
項 目	運 転 上 の 制 限																																									
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置が動作可能であること※1※2																																									
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																																								
運 転 起 動 高 温 停 止	フィルタ装置	1 個																																								
	よう素フィルタ	2 個																																								
	ラブチャーディスク	2 個																																								
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	4 個※3																																								
	スクラバ水 pH 制御設備	1 式																																								
	ドレン移送ポンプ	1 台																																								
	ドレンタンク	1 基																																								
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※4																																								
	フィルタ装置水素濃度	※4																																								
	可搬型窒素供給装置	※5																																								
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※6																																								
	可搬型代替交流電源設備	※7																																								
	可搬型直流電源設備	※8																																								
	常設代替交流電源設備	※9																																								
	常設代替直流電源設備	※10																																								
代替所内電気設備	※11																																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																	
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 254 2172 296">項目</th> <th data-bbox="2172 254 2371 296">頻度</th> <th data-bbox="2371 254 2564 296">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 296 2172 352">1. よう素フィルタの性能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2172 296 2371 352">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 296 2564 352">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 352 2172 409">2. フィルタ装置の性能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2172 352 2371 409">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 352 2564 409">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 409 2172 552">3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が <input type="text"/> wt %以上であること及びpHが <input type="text"/> 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2172 409 2371 552">定検停止後の原子炉起動前に1回</td> <td data-bbox="2371 409 2564 552">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 552 2172 653">4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m<sup>3</sup>/h、揚程が14.3m以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2172 552 2371 653">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 552 2564 653">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 653 2172 798">5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2172 653 2371 798">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 653 2564 798">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 798 2172 854">6. スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2172 798 2371 854">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 798 2564 854">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 854 2172 1026">7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。</td> <td data-bbox="2172 854 2371 1026">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 854 2564 1026">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1026 2172 1171">8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。</td> <td data-bbox="2172 1026 2371 1171">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1026 2564 1171">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1171 2172 1272">9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンプが使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2172 1171 2371 1272">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1171 2564 1272">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1272 2172 1444">10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が <input type="text"/> L以上あることを確認する。</td> <td data-bbox="2172 1272 2371 1444">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1272 2564 1444">モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. よう素フィルタの性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	2. フィルタ装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が <input type="text"/> wt %以上であること及びpHが <input type="text"/> 以上であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	原子炉GM	4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m <sup>3</sup> /h、揚程が14.3m以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	6. スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	当直長	8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンプが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が <input type="text"/> L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
項目	頻度	担当																																	
1. よう素フィルタの性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																	
2. フィルタ装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																	
3. フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が <input type="text"/> wt %以上であること及びpHが <input type="text"/> 以上であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に1回	原子炉GM																																	
4. ドレン移送ポンプの流量が9.1 m <sup>3</sup> /h、揚程が14.3m以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																																	
5. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長																																	
6. スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																	
7. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	
9. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作ポンプが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																	
10. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が <input type="text"/> L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																	

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 260 2540 940"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1665 296">条件</th> <th data-bbox="1665 260 2386 296">要求される措置</th> <th data-bbox="2386 260 2540 296">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 296 1665 779">A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1665 296 2386 779"> <p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>*15</sup>が動作可能であることを確認する<sup>*16</sup>。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2386 296 2540 779"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 779 1665 940">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1665 779 2386 940"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2386 779 2540 940"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※13：残りの残留熱除去系 1 系列、非常用ディーゼル発電機 3 台、原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※15：代替循環冷却系及び耐圧強化ベント系 (W/W) をいう。</p> <p>※16：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>*15</sup>が動作可能であることを確認する<sup>*16</sup>。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
条件	要求される措置	完了時間									
A. 格納容器圧力逃がし装置が動作不能の場合	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>*15</sup>が動作可能であることを確認する<sup>*16</sup>。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>									

変更前	変更後	備考																										
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-5-2 耐圧強化ベント系</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 348 2540 495"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 348 1673 394">項目</th> <th data-bbox="1673 348 2540 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 394 1673 495">耐圧強化ベント系</td> <td data-bbox="1673 394 2540 495">耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 537 2549 1083"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 537 1629 621">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 537 2276 621">設備</th> <th data-bbox="2276 537 2549 621">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 621 1629 1083" rowspan="9">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 621 2276 674">遠隔空気駆動弁操作ポンペ※3</td> <td data-bbox="2276 621 2549 674">4本</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 674 2276 726">可搬型窒素供給装置</td> <td data-bbox="2276 674 2549 726">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 726 2276 779">フィルタ装置水素濃度</td> <td data-bbox="2276 726 2549 779">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 779 2276 831">耐圧強化ベント系放射線モニタ</td> <td data-bbox="2276 779 2549 831">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 831 2276 884">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2276 831 2549 884">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 884 2276 936">可搬型直流電源設備</td> <td data-bbox="2276 884 2549 936">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 936 2276 989">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2276 936 2549 989">※8</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 989 2276 1041">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="2276 989 2549 1041">※9</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 1041 2276 1083">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2276 1041 2549 1083">※10</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）及び配管を含む。</p> <p>※2：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。</p> <p>※3：「6.6-5-1 格納容器圧力逃がし装置」の遠隔空気駆動弁操作ポンペを兼ねる。</p> <p>※4：「6.6-5-3 可搬型窒素供給装置」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.3-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※9：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※10：「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止	遠隔空気駆動弁操作ポンペ※3	4本	可搬型窒素供給装置	※4	フィルタ装置水素濃度	※5	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	可搬型直流電源設備	※7	常設代替交流電源設備	※8	常設代替直流電源設備	※9	代替所内電気設備	※10	
項目	運転上の制限																											
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2																											
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																										
運 転 起 動 高温停止	遠隔空気駆動弁操作ポンペ※3	4本																										
	可搬型窒素供給装置	※4																										
	フィルタ装置水素濃度	※5																										
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※5																										
	可搬型代替交流電源設備	※6																										
	可搬型直流電源設備	※7																										
	常設代替交流電源設備	※8																										
	常設代替直流電源設備	※9																										
	代替所内電気設備	※10																										

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考												
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1389 262 2555 606"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 262 2154 304">項 目</th> <th data-bbox="2154 262 2365 304">頻 度</th> <th data-bbox="2365 262 2555 304">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 304 2154 443">1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2154 304 2365 443">定検停止時</td> <td data-bbox="2365 304 2555 443">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 443 2154 516">2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2154 443 2365 516">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2365 443 2555 516">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 516 2154 606">3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作用ポンベが使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2154 516 2365 606">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2365 516 2555 606">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	担 当	1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作用ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	
項 目	頻 度	担 当												
1. 必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長												
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長												
3. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作用ポンベが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長												

変更前	変更後	備考																		
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 268 2540 976"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 317 1656 432">A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合<sup>*11</sup></td> <td data-bbox="1670 317 2383 432">A 1. 当直長は、<u>残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2412 317 2516 348">速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1670 443 2383 590">及び A 2. 当直長は、<u>可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2412 474 2516 506">速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1670 600 2383 705">及び A 3. 当直長は、<u>代替措置<sup>*15</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u></td> <td data-bbox="2412 632 2502 663">3 日間</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1670 716 2383 789">及び A 4. 当直長は、<u>当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u></td> <td data-bbox="2412 747 2516 779">10 日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 821 1656 968">B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1670 821 2383 926">B 1. 当直長は、<u>高温停止にする。</u> 及び B 2. 当直長は、<u>低温停止にする。</u></td> <td data-bbox="2412 821 2516 852">24 時間  36 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1374 982 2540 1056">※11：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、格納容器圧力逃がし装置が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。</p> <p data-bbox="1374 1066 2116 1098">※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p data-bbox="1374 1108 2540 1182">※13：残りの残留熱除去系 1 系列，非常用ディーゼル発電機 3 台，原子炉補機冷却水系 3 系列及び原子炉補機冷却海水系 3 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p data-bbox="1374 1192 2540 1266">※14：残りの可燃性ガス濃度制御系 1 系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p data-bbox="1374 1276 1745 1308">※15：代替品の補充等をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合 <sup>*11</sup>	A 1. 当直長は、 <u>残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに		及び A 2. 当直長は、 <u>可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに		及び A 3. 当直長は、 <u>代替措置<sup>*15</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	3 日間		及び A 4. 当直長は、 <u>当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	10 日間	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、 <u>高温停止にする。</u> 及び B 2. 当直長は、 <u>低温停止にする。</u>	24 時間  36 時間	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合 <sup>*11</sup>	A 1. 当直長は、 <u>残留熱除去系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*12</sup>とともに、その他の設備<sup>*13</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに																		
	及び A 2. 当直長は、 <u>可燃性ガス濃度制御系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*14</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに																		
	及び A 3. 当直長は、 <u>代替措置<sup>*15</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	3 日間																		
	及び A 4. 当直長は、 <u>当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	10 日間																		
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、 <u>高温停止にする。</u> 及び B 2. 当直長は、 <u>低温停止にする。</u>	24 時間  36 時間																		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-5-3 可搬型窒素供給装置</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 495"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1762 396">項目</th> <th data-bbox="1762 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1762 495"><u>可搬型窒素供給装置</u></td> <td data-bbox="1762 396 2549 495"><u>可搬型窒素供給装置が動作可能であること※1</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 537 2549 741"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 537 1647 621">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1647 537 2220 621">設備</th> <th data-bbox="2220 537 2549 621">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 621 1647 741"> <u>運 転</u>  <u>起 動</u>  <u>高温停止</u> </td> <td data-bbox="1647 621 2220 741"><u>可搬型窒素供給装置</u></td> <td data-bbox="2220 621 2549 741" style="text-align: center;"><u>1台</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：<u>必要な弁及び配管を含む。</u></p> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 894 2549 1146"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 894 2151 936">項目</th> <th data-bbox="2151 894 2353 936">頻 度</th> <th data-bbox="2353 894 2549 936">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 936 2151 1041"> <u>1. 可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm<sup>3</sup>/h（窒素純度99%以上※2にて）であることを確認する。</u> </td> <td data-bbox="2151 936 2353 1041" style="text-align: center;"><u>定検停止時</u></td> <td data-bbox="2353 936 2549 1041" style="text-align: center;"><u>原子炉GM</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1041 2151 1146"> <u>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。</u> </td> <td data-bbox="2151 1041 2353 1146" style="text-align: center;"><u>3ヶ月に1回</u></td> <td data-bbox="2353 1041 2549 1146" style="text-align: center;"><u>モバイル 設備管理GM</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：<u>酸素濃度1%未満であることをもって確認する。</u></p>	項目	運転上の制限	<u>可搬型窒素供給装置</u>	<u>可搬型窒素供給装置が動作可能であること※1</u>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u>	<u>可搬型窒素供給装置</u>	<u>1台</u>	項目	頻 度	担 当	<u>1. 可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm<sup>3</sup>/h（窒素純度99%以上※2にて）であることを確認する。</u>	<u>定検停止時</u>	<u>原子炉GM</u>	<u>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>	
項目	運転上の制限																				
<u>可搬型窒素供給装置</u>	<u>可搬型窒素供給装置が動作可能であること※1</u>																				
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																			
<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u>	<u>可搬型窒素供給装置</u>	<u>1台</u>																			
項目	頻 度	担 当																			
<u>1. 可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm<sup>3</sup>/h（窒素純度99%以上※2にて）であることを確認する。</u>	<u>定検停止時</u>	<u>原子炉GM</u>																			
<u>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>																			

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 258 2537 947"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 258 1665 304">条件</th> <th data-bbox="1665 258 2371 304">要求される措置</th> <th data-bbox="2371 258 2537 304">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 304 1665 783">A. 可搬型窒素供給装置が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1665 304 2371 783">                     A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※<sup>3</sup>とともに、その他の設備※<sup>4</sup>が動作可能であることを確認する。                      及び                      A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認する。                      及び                      A3. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                      及び                      A4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="2371 304 2537 783">                     速やかに                                   速やかに                                   3日間                                   10日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 783 1665 947">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1665 783 2371 947">                     B1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      B2. 当直長は、冷温停止にする。                 </td> <td data-bbox="2371 783 2537 947">                     24時間                          36時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※4：残りの残留熱除去系1系列、非常用ディーゼル発電機3台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※6：代替品の補充等をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 可搬型窒素供給装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>3</sup> とともに、その他の設備※ <sup>4</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ <sup>5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※ <sup>6</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに              速やかに              3日間              10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間     36時間	
条件	要求される措置	完了時間									
A. 可搬型窒素供給装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、残留熱除去系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>3</sup> とともに、その他の設備※ <sup>4</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※ <sup>5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※ <sup>6</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに              速やかに              3日間              10日間									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間     36時間									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p><u>6.6-5-4 代替原子炉補機冷却系</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>代替原子炉補機冷却系2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 957"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</td> <td>1台×2<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>熱交換器ユニット</td> <td>1式×2<sup>※3※4</sup></td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台、熱交換器ユニット1式、ホース及び接続口をいう。</p> <p>※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却系のA系及びB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁及び電動弁を含む。</p> <p>なお、原子炉補機冷却系のB系の冷却ラインは、「6.6-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。当該系統が動作不能時は、運転上の制限も確認する。</p> <p>また、運転上の制限を満足しない場合は、「第5.2条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」及び「第5.3条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び熱交換器ユニットは、荒浜側及び大湊側に1セットずつ分散配置されていること。</p> <p>※4：代替原子炉補機冷却水ポンプを含む。</p> <p>※5：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	1台×2 <sup>※3</sup>	熱交換器ユニット	1式×2 <sup>※3※4</sup>	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	燃料補給設備	※7	
項目	運転上の制限																			
代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>																			
適用される原子炉の状態	設備	所要数																		
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	1台×2 <sup>※3</sup>																		
	熱交換器ユニット	1式×2 <sup>※3※4</sup>																		
	可搬型代替交流電源設備	※5																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	燃料補給設備	※7																		

変更前	変更後	備考																								
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 254 2160 310">項目</th> <th data-bbox="2160 254 2371 310">頻度</th> <th data-bbox="2371 254 2549 310">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 310 2160 527"> <p>1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が 650 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 6.5 m 以上。</li> <li>・流量が 680 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.6 m 以上。</li> <li>・流量が 700 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.3 m 以上。</li> </ul> </td> <td data-bbox="2160 310 2371 527">2年に1回</td> <td data-bbox="2371 310 2549 527">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 527 2160 737"> <p>2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> </ul> </td> <td data-bbox="2160 527 2371 737">2年に1回</td> <td data-bbox="2371 527 2549 737">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 737 2160 842"> <p>3. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の流量が 1100 m<sup>3</sup>/h 以上で吐出圧力が 0.61 MPa 以上であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="2160 737 2371 842">1年に1回</td> <td data-bbox="2371 737 2549 842">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 842 2160 982"> <p>4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p> </td> <td data-bbox="2160 842 2371 982">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 842 2549 982">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 982 2160 1052"> <p>5. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) が動作可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="2160 982 2371 1052">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 982 2549 1052">モバイル設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1052 2160 1121"> <p>6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="2160 1052 2371 1121">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1052 2549 1121">モバイル設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1121 2160 1234"> <p>7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p> </td> <td data-bbox="2160 1121 2371 1234">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1121 2549 1234">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	<p>1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が 650 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 6.5 m 以上。</li> <li>・流量が 680 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.6 m 以上。</li> <li>・流量が 700 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.3 m 以上。</li> </ul>	2年に1回	原子炉GM	<p>2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> </ul>	2年に1回	原子炉GM	<p>3. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の流量が 1100 m<sup>3</sup>/h 以上で吐出圧力が 0.61 MPa 以上であることを確認する。</p>	1年に1回	原子炉GM	<p>4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	定検停止時	当直長	<p>5. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) が動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	<p>6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	<p>7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	1ヶ月に1回	当直長	
項目	頻度	担当																								
<p>1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が 650 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 6.5 m 以上。</li> <li>・流量が 680 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.6 m 以上。</li> <li>・流量が 700 m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が 5.3 m 以上。</li> </ul>	2年に1回	原子炉GM																								
<p>2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> <li>・流量が [ ] m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が [ ] m 以上。</li> </ul>	2年に1回	原子炉GM																								
<p>3. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の流量が 1100 m<sup>3</sup>/h 以上で吐出圧力が 0.61 MPa 以上であることを確認する。</p>	1年に1回	原子炉GM																								
<p>4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	定検停止時	当直長																								
<p>5. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) が動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																								
<p>6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																								
<p>7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	1ヶ月に1回	当直長																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転起動高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合	<p>A 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*8</sup>とともに、その他の設備<sup>*9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*10</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A 2. 2. 当直長は、代替措置<sup>*11</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>	
		B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	<p>B 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*8</sup>とともに、その他の設備<sup>*9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*10</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>B 2. 2. 当直長は、代替措置<sup>*11</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	
		D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D 1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  速やかに  10日間	
		E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間	
	低温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A 2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに  速やかに	
	<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※9：残りの原子炉補機冷却水系2系列、原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱をいう。</p> <p>※11：代替品の補充等。</p> <p>※12：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>				

変 更 前	変 更 後	備 考																						
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-5-5 代替循環冷却系</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td>代替循環冷却系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 968"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td>復水移送ポンプ※2</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・チェンバ</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁並びに配管を含む。</p> <p>※2：復水移送ポンプは、「6.6-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」、「6.6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「6.6-7-1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「第4.6条 サプレッションプール水位」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-5-4 代替原子炉補機冷却系」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	復水移送ポンプ※2	2台	サプレッション・チェンバ	※3	可搬型代替交流電源設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	代替原子炉補機冷却系	※6	代替所内電気設備	※7	燃料補給設備	※8	
項 目	運 転 上 の 制 限																							
代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1																							
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																						
運 転 起 動 高 温 停 止	復水移送ポンプ※2	2台																						
	サプレッション・チェンバ	※3																						
	可搬型代替交流電源設備	※4																						
	常設代替交流電源設備	※5																						
	代替原子炉補機冷却系	※6																						
	代替所内電気設備	※7																						
	燃料補給設備	※8																						

変 更 前	変 更 後	備 考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 254 2160 310">項 目</th> <th data-bbox="2160 254 2365 310">頻 度</th> <th data-bbox="2365 254 2552 310">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 310 2160 384">1. 復水移送ポンプ2台運転にて、流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2160 310 2365 384">定検停止時</td> <td data-bbox="2365 310 2552 384">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 384 2160 562">2. 残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2160 384 2365 562">定検停止時</td> <td data-bbox="2365 384 2552 562">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 562 2160 667">3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2160 562 2365 667">定検停止時</td> <td data-bbox="2365 562 2552 667">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 667 2160 751">4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>。</td> <td data-bbox="2160 667 2365 751">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2365 667 2552 751">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 751 2160 898">5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2160 751 2365 898">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2365 751 2552 898">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 898 2160 1066">6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2160 898 2365 1066">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2365 898 2552 1066">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項 目	頻 度	担 当	1. 復水移送ポンプ2台運転にて、流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長	5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長	6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	頻 度	担 当																					
1. 復水移送ポンプ2台運転にて、流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																					
2. 残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長																					
3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長																					
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長																					
5. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長																					
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長																					



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 260 2540 678"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1665 302">条 件</th> <th data-bbox="1665 260 2389 302">要求される措置</th> <th data-bbox="2389 260 2540 302">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 302 1665 516">A. 代替循環冷却系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1665 302 2389 516">A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*10 とともに、その他の設備*11 が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="2389 302 2540 516">速やかに  3日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 516 1665 678">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1665 516 2389 678">B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td data-bbox="2389 516 2540 678">2 4 時間  3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※11：起動した格納容器スプレイ冷却系に関連する非常用ディーゼル発電機 1 台、原子炉補機冷却水系 1 系列及び原子炉補機冷却海水系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 代替循環冷却系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*10 とともに、その他の設備*11 が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間	
条 件	要求される措置	完了時間									
A. 代替循環冷却系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*10 とともに、その他の設備*11 が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1798 394">項 目</th> <th data-bbox="1798 348 2549 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 394 1798 487">格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td data-bbox="1798 394 2549 487">格納容器内水素濃度及び酸素濃度監視設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 762"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1798 611">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1798 527 2297 611">設 備</th> <th data-bbox="2297 527 2549 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1798 663">運 転</td> <td data-bbox="1798 611 2297 663">格納容器内水素濃度</td> <td data-bbox="2297 611 2549 663">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 663 1798 716">起 動</td> <td data-bbox="1798 663 2297 716">格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="2297 663 2549 716">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 716 1798 762">高温停止</td> <td data-bbox="1798 716 2297 762">格納容器内酸素濃度</td> <td data-bbox="2297 716 2549 762">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「<u>表6.6-1.3-1 主要パラメータ及び代替パラメータ</u>」において運転上の制限等を定める。  <u>なお、格納容器内酸素濃度は、「第4.8条 格納容器内の酸素濃度」と兼ねる。当該設備が動作不能時は運転上の制限も確認する。</u></p>	項 目	運転上の制限	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度及び酸素濃度監視設備が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転	格納容器内水素濃度	※1	起 動	格納容器内水素濃度 (SA)	※1	高温停止	格納容器内酸素濃度	※1	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度及び酸素濃度監視設備が動作可能であること																	
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																
運 転	格納容器内水素濃度	※1																
起 動	格納容器内水素濃度 (SA)	※1																
高温停止	格納容器内酸素濃度	※1																

変更前	変更後	備考																		
<p>(なし)</p>	<p>表 6.6-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>6.6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1383 428 2561 569"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</td> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1383 611 2561 947"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運転 起 動 高温停止</td> <td>復水移送ポンプ※3</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁及び配管を含む。</p> <p>※2：代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) のスプレイラインは、「6.6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)」、「6.6-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：復水移送ポンプは、「6.6-4-1 低圧代替注水系 (常設)」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」、「6.6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)」及び「6.6-7-1 格納容器下部注水系 (常設)」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「6.6-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台	復水貯蔵槽	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	
項目	運転上の制限																			
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) が動作可能であること※1※2																			
適用される原子炉の状態	設備	所要数																		
運転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台																		
	復水貯蔵槽	※4																		
	常設代替交流電源設備	※5																		
	可搬型代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

変更前

変更後

備考

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ2台運転にて、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が <input type="text"/> m以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する※8。	1ヶ月に1回	当直長
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長

※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

(3) 要求される措置

条件	要求される措置	完了時間
A. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。	速やかに
	及び A2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。	3日間
	及び A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間
	及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：起動した格納容器スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：消火系による格納容器スプレイをいう。(時間短縮の補完措置含む)

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p data-bbox="1383 237 2030 268"><u>6.6-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></p> <p data-bbox="1383 317 1620 348">(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 348 2540 478"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 348 1715 401">項目</th> <th data-bbox="1715 348 2540 401">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 401 1715 478"><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u></td> <td data-bbox="1715 401 2540 478">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 520 2540 856"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 520 1626 604">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1626 520 2294 604">設備</th> <th data-bbox="2294 520 2540 604">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 604 1626 657" rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1626 604 2294 657"><u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u></td> <td data-bbox="2294 604 2540 657">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 657 2294 709">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2294 657 2540 709">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 709 2294 762">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2294 709 2540 762">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 762 2294 814">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2294 762 2540 814">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 814 2294 856">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2294 814 2540 856">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1383 867 2570 940">※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。</p> <p data-bbox="1383 947 2570 1098">※2：代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「6.6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「6.6-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」、「第3.9条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p data-bbox="1383 1104 2540 1136">※3：「6.6-1.9-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1142 2294 1173">※4：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1180 2392 1211">※5：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1218 2421 1249">※6：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p data-bbox="1383 1255 2332 1287">※7：「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>	※3	燃料補給設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	
項目	運転上の制限																			
<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2																			
適用される原子炉の状態	設備	所要数																		
運 転 起 動 高 温 停 止	<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>	※3																		
	燃料補給設備	※4																		
	常設代替交流電源設備	※5																		
	可搬型代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1685 310">条件</th> <th data-bbox="1685 268 2407 310">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 268 2540 310">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 310 1685 1066"> <u>A. 代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬型） が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1685 310 2407 1066"> <u>A 1. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u>  <u>及び</u>  <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u>  <u>及び</u>  <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>  <u>又は</u>  <u>A 2. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u>  <u>及び</u>  <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u>  <u>及び</u>  <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2407 310 2540 1066"> <u>速やかに</u>   <u>3日間</u>   <u>30日間</u>   <u>速やかに</u>   <u>3日間</u>   <u>10日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1066 1685 1192"> <u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1685 1066 2407 1192"> <u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u>  <u>及び</u>  <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="2407 1066 2540 1192"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。          ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。          ※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。          ※11：消火系による格納容器スプレイをいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	<u>A. 代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬型） が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>又は</u> <u>A 2. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>  <u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>	<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> <u>及び</u> <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	
条件	要求される措置	完了時間									
<u>A. 代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬型） が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>又は</u> <u>A 2. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>  <u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>									
<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> <u>及び</u> <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>									

変 更 前	変 更 後	備 考																		
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系 (常設)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 426 2552 567"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器下部注水系 (常設)</td> <td>格納容器下部注水系 (常設) が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 600 2552 974"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td>復水移送ポンプ※3</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁及び配管を含む。</p> <p>※2：格納容器下部注水系 (常設) の注水ラインは、「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系 (常設)」、「6 6 - 7 - 2 格納容器下部注水系 (可搬型)」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：復水移送ポンプは、「6 6 - 4 - 1 低圧代替注水系 (常設)」、「6 6 - 5 - 5 代替循環冷却系」及び「6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)」、「6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系 (常設)」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「6 6 - 1 1 - 1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6 6 - 1 2 - 2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6 6 - 1 2 - 6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (常設) が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	1 台	復水貯蔵槽	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	
項 目	運 転 上 の 制 限																			
格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (常設) が動作可能であること※1※2																			
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																		
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	1 台																		
	復水貯蔵槽	※4																		
	可搬型代替交流電源設備	※5																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

変更前	変更後	備考															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 268 2490 835"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 268 2053 310">項目</th> <th data-bbox="2053 268 2312 310">頻度</th> <th data-bbox="2312 268 2490 310">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 310 2053 401">1. 復水移送ポンプの流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2053 310 2312 401">定検停止時</td> <td data-bbox="2312 310 2490 401">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 401 2053 569">2. 復水補給水系における下部ドライウェル注水流量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する</td> <td data-bbox="2053 401 2312 569">定検停止時</td> <td data-bbox="2312 401 2490 569">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 569 2053 709">3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="2053 569 2312 709">定検停止時</td> <td data-bbox="2312 569 2490 709">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 709 2053 835">4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>。</td> <td data-bbox="2053 709 2312 835">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2312 709 2490 835">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	頻度	担当	1. 復水移送ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 復水補給水系における下部ドライウェル注水流量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する	定検停止時	当直長	3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長	
項目	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM															
2. 復水補給水系における下部ドライウェル注水流量調節弁及び下部ドライウェル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する	定検停止時	当直長															
3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定検停止時	当直長															
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプが動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> 。	1ヶ月に1回	当直長															



変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1665 310">条件</th> <th data-bbox="1665 268 2407 310">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 268 2552 310">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 310 1665 989"> <u>A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1665 310 2407 989"> <u>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>                      又は  <u>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。</u>                      及び  <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2407 310 2552 989"> <u>速やかに</u>   <u>3 日間</u>   <u>30 日間</u>   <u>速やかに</u>   <u>3 日間</u>   <u>10 日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 989 1665 1150"> <u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1665 989 2407 1150"> <u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u>                      及び  <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="2407 989 2552 1150"> <u>24 時間</u>   <u>36 時間</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※10：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。                  ※12：消火系による格納容器下部注水をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	<u>A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> 又は <u>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3 日間</u>  <u>30 日間</u>  <u>速やかに</u>  <u>3 日間</u>  <u>10 日間</u>	<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24 時間</u>  <u>36 時間</u>	
条件	要求される措置	完了時間									
<u>A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合</u>	<u>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> 又は <u>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3 日間</u>  <u>30 日間</u>  <u>速やかに</u>  <u>3 日間</u>  <u>10 日間</u>									
<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24 時間</u>  <u>36 時間</u>									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																		
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型)</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 348 2540 489"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 348 1857 401">項 目</th> <th data-bbox="1857 348 2540 401">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 401 1857 489"><u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u></td> <td data-bbox="1857 401 2540 489"><u>格納容器下部注水系 (可搬型) が動作可能であること※1</u> ※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 527 2540 867"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 527 1650 611">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 527 2312 611">設 備</th> <th data-bbox="2312 527 2540 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 611 1650 867" rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1650 611 2312 663"><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u></td> <td data-bbox="2312 611 2540 663">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 663 2312 716">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2312 663 2540 716">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 716 2312 768"><u>可搬型代替交流電源設備</u></td> <td data-bbox="2312 716 2540 768">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 768 2312 821">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2312 768 2540 821">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 821 2312 867">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2312 821 2540 867">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：格納容器下部注水系 (可搬型) の注水ラインは、「6.6-7-1 格納容器下部注水系 (常設)」、「6.6-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型)」、「6.6-5-5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「6.6-1.9-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u>	<u>格納容器下部注水系 (可搬型) が動作可能であること※1</u> ※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>	※3	燃料補給設備	※4	<u>可搬型代替交流電源設備</u>	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	
項 目	運転上の制限																			
<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u>	<u>格納容器下部注水系 (可搬型) が動作可能であること※1</u> ※2																			
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																		
運 転 起 動 高温停止	<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>	※3																		
	燃料補給設備	※4																		
	<u>可搬型代替交流電源設備</u>	※5																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 268 1644 317">条件</th> <th data-bbox="1644 268 2407 317">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 268 2540 317">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 317 1644 1041"> <p>A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1644 317 2407 1041"> <p>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2407 317 2540 1041"> <p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p> <p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>1 0 日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1041 1644 1199"> <p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1644 1041 2407 1199"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2407 1041 2540 1199"> <p>2 4 時間</p> <p>3 6 時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※9：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。</p> <p>※11：消火系による格納容器下部注水をいう。</p>	条件	要求される措置	完了時間	<p>A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p> <p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>1 0 日間</p>	<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>2 4 時間</p> <p>3 6 時間</p>	
条件	要求される措置	完了時間									
<p>A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>3 0 日間</p> <p>速やかに</p> <p>3 日間</p> <p>1 0 日間</p>									
<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>2 4 時間</p> <p>3 6 時間</p>									

変 更 前	変 更 後	備 考																						
<p>(なし)</p>	<p>表 6.6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>6.6-8-1 静的触媒式水素再結合器</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 426 2540 567"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>静的触媒式水素再結合器</td> <td>静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 606 2540 890"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所 要 数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※1</sup></td> <td>静的触媒式水素再結合器</td> <td>5.4個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※2：「6.6-1.3-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1092 2540 1409"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※3</sup>において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※1</sup>	静的触媒式水素再結合器	5.4個		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2	項 目	頻 度	担 当	1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※3</sup> において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	運 転 上 の 制 限																							
静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること																							
適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数																						
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※1</sup>	静的触媒式水素再結合器	5.4個																						
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2																						
項 目	頻 度	担 当																						
1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																						
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※3</sup> において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																						

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒 式水素再結合器が 所要数を満足してい ない場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起 動し、動作可能であることを確認す る <sup>※4</sup> とともに、その他設備 <sup>※5</sup> が動 作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能を補完する自 主対策設備 <sup>※6</sup> が動作可能であるこ とを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する。	速やかに   3 日間   10 日間	
		B. 条件Aで要求される 措置を完了時間内に 達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24 時間  36 時間	
	冷温停止 燃料交換 <sup>※7</sup>	A. 動作可能な静的触媒 式水素再結合器が 所要数を満足してい ない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用炉心冷却系 <sup>※8</sup> 1 系列を起動し、動作可能である ことを確認する <sup>※4</sup> とともに、その 他設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを 確認する。 及び A 3. 当直長は、当該機能を補完する自 主対策設備 <sup>※6</sup> が動作可能であるこ とを確認する。 及び A 4. 当直長は使用済燃料プール水位が オーバーフロー水位付近であるこ と及び水温が 6.5℃以下であるこ とを確認する。	速やかに   速やかに   速やかに  速やかに	
	※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※5：残りの低圧注水系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※6：原子炉建屋トップベントをいう。 ※7：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃 料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。 ※8：自動減圧系を除く。 ※9：他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）のうち何れか 1 系列をいい、至近の記録等により 動作可能であることを確認する。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1798 396">項目</th> <th data-bbox="1798 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1798 487"><u>原子炉建屋内の水素濃度監視</u></td> <td data-bbox="1798 396 2549 487"><u>原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 812"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1650 611">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 527 2258 611">設備</th> <th data-bbox="2258 527 2549 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1650 812"> <u>運転</u>  <u>起動</u>  <u>高温停止</u>  <u>冷温停止</u>  <u>燃料交換<sup>※1</sup></u> </td> <td data-bbox="1650 611 2258 812" style="text-align: center;"> <u>原子炉建屋水素濃度</u> </td> <td data-bbox="2258 611 2549 812" style="text-align: center;"> <u>8個</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 877 2558 1121"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 877 2068 932">項目</th> <th data-bbox="2068 877 2297 932">頻度</th> <th data-bbox="2297 877 2558 932">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 932 2068 1039"> <u>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※1</sup>において、動作不能でないことを指示により確認する。</u> </td> <td data-bbox="2068 932 2297 1039" style="text-align: center;"> <u>1ヶ月に1回</u> </td> <td data-bbox="2297 932 2558 1039" style="text-align: center;"> <u>当直長</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1039 2068 1121"> <u>2. チャンネル校正を実施する。</u> </td> <td data-bbox="2068 1039 2297 1121" style="text-align: center;"> <u>定検停止時</u> </td> <td data-bbox="2297 1039 2558 1121" style="text-align: center;"> <u>計測制御GM</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</u></p>	項目	運転上の制限	<u>原子炉建屋内の水素濃度監視</u>	<u>原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること</u>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換<sup>※1</sup></u>	<u>原子炉建屋水素濃度</u>	<u>8個</u>	項目	頻度	担当	<u>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※1</sup>において、動作不能でないことを指示により確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直長</u>	<u>2. チャンネル校正を実施する。</u>	<u>定検停止時</u>	<u>計測制御GM</u>	
項目	運転上の制限																				
<u>原子炉建屋内の水素濃度監視</u>	<u>原子炉建屋内水素濃度監視設備が動作可能であること</u>																				
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																			
<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換<sup>※1</sup></u>	<u>原子炉建屋水素濃度</u>	<u>8個</u>																			
項目	頻度	担当																			
<u>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※1</sup>において、動作不能でないことを指示により確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直長</u>																			
<u>2. チャンネル校正を実施する。</u>	<u>定検停止時</u>	<u>計測制御GM</u>																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																				
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 254 1590 338">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1590 254 1872 338">条件</th> <th data-bbox="1872 254 2421 338">要求される措置</th> <th data-bbox="2421 254 2561 338">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 338 1590 1031"> <p>運 転 起 動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1590 338 1872 1031"> <p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1872 338 2421 1031"> <p>A 1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉 建屋内水素濃度監視装置が動作 可能であることを確認する。 <u>又は</u> A 1. 2. 当直長は、静的触媒式水素再結合 器動作監視装置が動作可能であ ることを確認する。 <u>及び</u> A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p> </td> <td data-bbox="2421 338 2561 1031"> <p>速やかに          3 0 日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 695 1590 884"></td> <td data-bbox="1590 695 1872 884"> <p>B. 原子炉建屋内水素濃 度監視設備が動作 不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1872 695 2421 884"> <p>B 1. 当直長は格納容器内水素濃度監視装置 が動作可能であることを確認する。 <u>及び</u> B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</p> </td> <td data-bbox="2421 695 2561 884"> <p>速やかに          3 日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 884 1590 1031"></td> <td data-bbox="1590 884 1872 1031"> <p>C. 条件A又はBの措 置を完了時間内に 達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1872 884 2421 1031"> <p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 <u>及び</u> C 2. 当直長は、冷温停止にする</p> </td> <td data-bbox="2421 884 2561 1031"> <p>2 4 時間          3 6 時間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1031 1590 1178"> <p>冷温停止 燃料交換<sup>※2</sup></p> </td> <td data-bbox="1590 1031 1872 1178"> <p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1872 1031 2421 1178"> <p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p> </td> <td data-bbox="2421 1031 2561 1178"> <p>速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	適用される 原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p>	<p>A 1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉 建屋内水素濃度監視装置が動作 可能であることを確認する。 <u>又は</u> A 1. 2. 当直長は、静的触媒式水素再結合 器動作監視装置が動作可能であ ることを確認する。 <u>及び</u> A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに          3 0 日間</p>		<p>B. 原子炉建屋内水素濃 度監視設備が動作 不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は格納容器内水素濃度監視装置 が動作可能であることを確認する。 <u>及び</u> B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに          3 日間</p>		<p>C. 条件A又はBの措 置を完了時間内に 達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 <u>及び</u> C 2. 当直長は、冷温停止にする</p>	<p>2 4 時間          3 6 時間</p>	<p>冷温停止 燃料交換<sup>※2</sup></p>	<p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p>	
適用される 原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																			
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p>	<p>A 1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉 建屋内水素濃度監視装置が動作 可能であることを確認する。 <u>又は</u> A 1. 2. 当直長は、静的触媒式水素再結合 器動作監視装置が動作可能であ ることを確認する。 <u>及び</u> A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに          3 0 日間</p>																			
	<p>B. 原子炉建屋内水素濃 度監視設備が動作 不能の場合</p>	<p>B 1. 当直長は格納容器内水素濃度監視装置 が動作可能であることを確認する。 <u>及び</u> B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに          3 日間</p>																			
	<p>C. 条件A又はBの措 置を完了時間内に 達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。 <u>及び</u> C 2. 当直長は、冷温停止にする</p>	<p>2 4 時間          3 6 時間</p>																			
<p>冷温停止 燃料交換<sup>※2</sup></p>	<p>A. 動作可能な原子炉建 屋内水素濃度監視 設備が所要数を満 足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p>																			

変 更 前	変 更 後	備 考																																	
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 9 使用済燃料プールの冷却等のための設備</p> <p>6 6 - 9 - 1 燃料プール代替注水系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 426 2549 716"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 426 1724 478">項 目</th> <th data-bbox="1724 426 2549 478">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 478 1724 716">燃料プール代替注水系</td> <td data-bbox="1724 478 2549 716"> <p>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系が動作可能であること※1</p> <p>ただし、常設スプレイヘッドが所要数を満足していない場合でも、可搬型スプレイヘッドが所要数を満足していれば燃料プール代替注水系は動作可能とみなす。</p> </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 758 2549 1140"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 758 1647 842">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1647 758 2276 842">設 備</th> <th data-bbox="2276 758 2549 842">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 842 1647 1140" rowspan="5">使用済燃料プール に照射された燃料 を貯蔵している期 間</td> <td data-bbox="1647 842 2276 905">可搬型スプレイヘッド</td> <td data-bbox="2276 842 2549 905">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1647 905 2276 968">常設スプレイヘッド</td> <td data-bbox="2276 905 2549 968">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1647 968 2276 1031">可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</td> <td data-bbox="2276 968 2549 1031">1 台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1647 1031 2276 1094">可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td data-bbox="2276 1031 2549 1094">※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1647 1094 2276 1140">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2276 1094 2549 1140">※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドまでの配管、サイフォンブレイク孔、系統構成に必要な手動弁及び接続口を含む。</p> <p>※2：「6 6 - 1 9 - 1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※3：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1404 2549 1866"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1404 2145 1457">項 目</th> <th data-bbox="2145 1404 2356 1457">頻 度</th> <th data-bbox="2356 1404 2549 1457">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1457 2145 1604">1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、吐出圧力が <math>\square</math> MPa[gage] 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1457 2356 1604">1年に1回</td> <td data-bbox="2356 1457 2549 1604">タービンGM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1604 2145 1709">2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1604 2356 1709">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2356 1604 2549 1709">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1709 2145 1782">3. 可搬型スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2145 1709 2356 1782">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2356 1709 2549 1782">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1782 2145 1866">4. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2145 1782 2356 1866">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2356 1782 2549 1866">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運 転 上 の 制 限	燃料プール代替注水系	<p>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系が動作可能であること※1</p> <p>ただし、常設スプレイヘッドが所要数を満足していない場合でも、可搬型スプレイヘッドが所要数を満足していれば燃料プール代替注水系は動作可能とみなす。</p>	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	使用済燃料プール に照射された燃料 を貯蔵している期 間	可搬型スプレイヘッド	1 個	常設スプレイヘッド	1 個	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	1 台	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※2	燃料補給設備	※3	項 目	頻 度	担 当	1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、吐出圧力が $\square$ MPa[gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM	2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	3. 可搬型スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	4. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	運 転 上 の 制 限																																		
燃料プール代替注水系	<p>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系が動作可能であること※1</p> <p>ただし、常設スプレイヘッドが所要数を満足していない場合でも、可搬型スプレイヘッドが所要数を満足していれば燃料プール代替注水系は動作可能とみなす。</p>																																		
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																																	
使用済燃料プール に照射された燃料 を貯蔵している期 間	可搬型スプレイヘッド	1 個																																	
	常設スプレイヘッド	1 個																																	
	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	1 台																																	
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	※2																																	
	燃料補給設備	※3																																	
項 目	頻 度	担 当																																	
1. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、吐出圧力が $\square$ MPa[gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM																																	
2. 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を起動し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																	
3. 可搬型スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																	
4. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	



変 更 前	変 更 後	備 考																								
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条 件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. <u>可搬型スプレイヘッドが動作不能の場合</u></td> <td>A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び A 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び A 3. <u>当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. <u>動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-1級）が所要数を満足していない場合</u></td> <td>B 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び B 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び B 3. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. <u>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドが動作不能の場合</u> 又は <u>燃料プール代替注水系が動作不能の場合</u></td> <td>C 1. <u>当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び C 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>及び C 3. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段<sup>※6</sup>が確保されていることを確認する。</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：<u>常設スプレイヘッドをいう。</u>          ※5：<u>代替品の補充等をいう。</u>          ※6：<u>消火系による注水をいう。</u></p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. <u>可搬型スプレイヘッドが動作不能の場合</u>	A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>	及び A 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	及び A 3. <u>当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する。</u>	<u>速やかに</u>	B. <u>動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-1級）が所要数を満足していない場合</u>	B 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>	及び B 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	及び B 3. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>	C. <u>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドが動作不能の場合</u> 又は <u>燃料プール代替注水系が動作不能の場合</u>	C 1. <u>当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>	及び C 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	及び C 3. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段<sup>※6</sup>が確保されていることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	
条 件	要求される措置	完了時間																								
A. <u>可搬型スプレイヘッドが動作不能の場合</u>	A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び A 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び A 3. <u>当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する。</u>	<u>速やかに</u>																								
B. <u>動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-1級）が所要数を満足していない場合</u>	B 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び B 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び B 3. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>																								
C. <u>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドが動作不能の場合</u> 又は <u>燃料プール代替注水系が動作不能の場合</u>	C 1. <u>当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び C 2. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>																								
	及び C 3. <u>当直長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段<sup>※6</sup>が確保されていることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>																								

変更前	変更後	備考																															
(なし)	<p>6.6-9-2 使用済燃料プールの除熱</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 346 2549 485"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの除熱</td> <td>燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 865"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</td> <td>燃料プール冷却浄化系ポンプ</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系熱交換器</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱とは、ろ過脱塩器バイパス運転による除熱をいう。</p> <p>※2：必要な弁、配管及びスキマサージタンクを含む。</p> <p>※3：「6.6-5-4 代替原子炉補機冷却系」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1171 2549 1518"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h以上で、全揚程が <math>\square</math> m以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること<sup>※6</sup>を確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>	適用される原子炉の状態	設備	所要数	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却浄化系ポンプ	1台	燃料プール冷却浄化系熱交換器	1基	代替原子炉補機冷却系	※3	常設代替交流電源設備	※4		可搬型代替交流電源設備	※5	項目	頻度	担当	1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が $\square$ m以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	2. FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	当直長	3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること <sup>※6</sup> を確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項目	運転上の制限																																
使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>																																
適用される原子炉の状態	設備	所要数																															
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却浄化系ポンプ	1台																															
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	1基																															
	代替原子炉補機冷却系	※3																															
	常設代替交流電源設備	※4																															
	可搬型代替交流電源設備	※5																															
項目	頻度	担当																															
1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が $\square$ m以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM																															
2. FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	当直長																															
3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること <sup>※6</sup> を確認する。	1ヶ月に1回	当直長																															

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考						
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 260 2555 583"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1665 302">条 件</th> <th data-bbox="1665 260 2407 302">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 260 2555 302">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 302 1665 583">A. 燃料プール冷却 浄化系による使 用済燃料プールの 除熱が動作不 能の場合</td> <td data-bbox="1665 302 2407 583">                     A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      及び                      A2. 当直長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。                      及び                      A3. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                 </td> <td data-bbox="2407 302 2555 583">                     速やかに                        速やかに                        速やかに                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水，及び残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱がA2の評価時間内に実施可能であることを確認する。燃料プール代替注水系については、ホースの事前接続等の補完措置を含む。残留熱除去系については管理的手段による確認をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 燃料プール冷却 浄化系による使 用済燃料プールの 除熱が動作不 能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。 及び A3. 当直長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに   速やかに   速やかに	
条 件	要求される措置	完了時間						
A. 燃料プール冷却 浄化系による使 用済燃料プールの 除熱が動作不 能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。 及び A3. 当直長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに   速やかに   速やかに						

変更前	変更後	備考																								
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-9-3 使用済燃料プール監視設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1389 346 2478 487"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール監視設備</td> <td>使用済燃料プール監視設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1389 525 2478 1060"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>要素</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td>1※2</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※1</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>所内蓄電式直流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。                  ※2：1チャンネルとは、高レンジ及び低レンジの両方をいう。                  ※3：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※4：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※5：「6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※6：「6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること	適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1※2	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※1	1	常設代替交流電源設備	※3	可搬型代替交流電源設備	※4	所内蓄電式直流電源設備	※5	可搬型直流電源設備	※6	
項目	運転上の制限																									
使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること																									
適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数																								
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	1																								
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1																								
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1※2																								
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※1	1																								
	常設代替交流電源設備	※3																								
	可搬型代替交流電源設備	※4																								
	所内蓄電式直流電源設備	※5																								
	可搬型直流電源設備	※6																								

変更前	変更後	備考																																										
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 268 1724 321">要素</th> <th data-bbox="1724 268 2142 321">項目</th> <th data-bbox="2142 268 2371 321">頻度</th> <th data-bbox="2371 268 2561 321">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 321 1724 426">1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</td> <td data-bbox="1724 321 2142 426">チャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="2142 321 2371 426">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 321 2561 426">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 426 1724 573"></td> <td data-bbox="1724 426 2142 573">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td data-bbox="2142 426 2371 573">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 426 2561 573">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 573 1724 678">2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</td> <td data-bbox="1724 573 2142 678">チャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="2142 573 2371 678">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 573 2561 678">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 678 1724 825"></td> <td data-bbox="1724 678 2142 825">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td data-bbox="2142 678 2371 825">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 678 2561 825">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 825 1724 930">3. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td data-bbox="1724 825 2142 930">チャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="2142 825 2371 930">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 825 2561 930">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 930 1724 1066"></td> <td data-bbox="1724 930 2142 1066">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td data-bbox="2142 930 2371 1066">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 930 2561 1066">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1066 1724 1171">4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> <td data-bbox="1724 1066 2142 1171">機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2142 1066 2371 1171">定検停止時</td> <td data-bbox="2371 1066 2561 1171">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1171 1724 1318"></td> <td data-bbox="1724 1171 2142 1318">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2142 1171 2371 1318">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2371 1171 2561 1318">計測制御GM</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1381 1679 1444">条件</th> <th data-bbox="1679 1381 2371 1444">要求される措置</th> <th data-bbox="2371 1381 2561 1444">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1444 1679 1791">A. 1つ以上の要素が監視不能の場合</td> <td data-bbox="1679 1444 2371 1791">                     A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      及び                      A2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。                      及び                      A3. 当直長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。                 </td> <td data-bbox="2371 1444 2561 1791">                     速やかに                       速やかに                       速やかに                 </td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	担当	1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	3. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	機能検査を実施する。	定検停止時	計測制御GM		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	計測制御GM	条件	要求される措置	完了時間	A. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び A3. 当直長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	
要素	項目	頻度	担当																																									
1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																									
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																									
2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																									
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																									
3. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																									
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																									
4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	機能検査を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																									
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	計測制御GM																																									
条件	要求される措置	完了時間																																										
A. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。 及び A3. 当直長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに																																										

変更前	変更後	備考																																				
(なし)	<p>表 6.6-1.0 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <p>6.6-1.0-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2549 567"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋放水設備</td> <td>原子炉建屋放水設備が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 609 2549 963"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>放水砲</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>泡原液混合装置</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>泡原液搬送車</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 必要なホースを含む。</p> <p>※2: 「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1110 2534 1696"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 吐出圧力 <math>\square</math> MPa [gage] 以上, 流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>タービンGM</td> </tr> <tr> <td>2. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>3. 放水砲が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>4. 泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>5. 泡原液搬送車が使用可能であること及び泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建屋放水設備	原子炉建屋放水設備が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	1台	放水砲	1台	泡原液混合装置	1台	泡原液搬送車	1台	燃料補給設備	※2	項目	頻度	担当	1. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 吐出圧力 $\square$ MPa [gage] 以上, 流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM	2. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	4. 泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	5. 泡原液搬送車が使用可能であること及び泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
項目	運転上の制限																																					
原子炉建屋放水設備	原子炉建屋放水設備が動作可能であること※1																																					
適用される原子炉の状態	設備	所要数																																				
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	1台																																				
	放水砲	1台																																				
	泡原液混合装置	1台																																				
	泡原液搬送車	1台																																				
	燃料補給設備	※2																																				
項目	頻度	担当																																				
1. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 吐出圧力 $\square$ MPa [gage] 以上, 流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上であることを確認する。	1年に1回	タービンGM																																				
2. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) を起動し, 動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				
3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				
4. 泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				
5. 泡原液搬送車が使用可能であること及び泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1570 390">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1570 268 1819 390">条件</th> <th data-bbox="1819 268 2395 390">要求される措置</th> <th data-bbox="2395 268 2549 390">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 390 1570 1115"> <p>運転 起動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1570 390 1819 1115"> <p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1819 390 2395 1115"> <p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>とともに、その他の設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2395 390 2549 1115"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1115 1570 1472"></td> <td data-bbox="1570 1115 1819 1472"> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1819 1115 2395 1472"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2395 1115 2549 1472"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1472 1570 1971"> <p>冷温停止 燃料交換</p> </td> <td data-bbox="1570 1472 1819 1971"> <p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1819 1472 2395 1971"> <p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> </td> <td data-bbox="2395 1472 2549 1971"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※4：残りの残留熱除去系 2 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：代替品の補充等をいう。</p>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>とともに、その他の設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間															
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※3</sup>とともに、その他の設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>															
	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>															
<p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>A. 原子炉建屋放水設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6.5℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>															

変更前	変更後	備考																												
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2540 489"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海洋拡散抑制設備</td> <td>所要数が使用可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2540 884"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>放水口側汚濁防止膜※1</td> <td>14本</td> </tr> <tr> <td>取水口側汚濁防止膜※2</td> <td>24本</td> </tr> <tr> <td>放射性物質吸着材</td> <td>4080kg※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：北放水口側（高さ6m×幅20m）                  ※2：5号炉，6号炉及び7号炉取水口側（高さ8m×幅20m）                  ※3：6号及び7号炉雨水排水路集水柵用（1020kg×2），5号雨水排水路集水柵用（510kg）並びにフラップゲート入口用（510kg×3）</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1119 2540 1472"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 汚濁防止膜について，所要数が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>2. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）について，所要数が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>3. 放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	海洋拡散抑制設備	所要数が使用可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	小型船舶（汚濁防止膜設置用）	1台	放水口側汚濁防止膜※1	14本	取水口側汚濁防止膜※2	24本	放射性物質吸着材	4080kg※3	項目	頻度	担当	1. 汚濁防止膜について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	2. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	3. 放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
項目	運転上の制限																													
海洋拡散抑制設備	所要数が使用可能であること																													
適用される原子炉の状態	設備	所要数																												
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	小型船舶（汚濁防止膜設置用）	1台																												
	放水口側汚濁防止膜※1	14本																												
	取水口側汚濁防止膜※2	24本																												
	放射性物質吸着材	4080kg※3																												
項目	頻度	担当																												
1. 汚濁防止膜について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																												
2. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																												
3. 放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																												



変更前	変更後			備考															
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 268 2555 1514"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1576 394">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1576 268 1804 394">条件</th> <th data-bbox="1804 268 2398 394">要求される措置</th> <th data-bbox="2398 268 2555 394">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 394 1576 1150" rowspan="2"> <p>運転 起動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1576 394 1804 951"> <p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1804 394 2398 951"> <p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>とともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2398 394 2555 951"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1576 951 1804 1150"> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1804 951 2398 1150"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2398 951 2555 1150"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1150 1576 1514"> <p>冷温停止 燃料交換</p> </td> <td data-bbox="1576 1150 1804 1514"> <p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1804 1150 2398 1514"> <p>A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> </td> <td data-bbox="2398 1150 2555 1514"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table>			適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>とともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>とともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 4. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>																
	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>																
<p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が65℃以下であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>																
<p>※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>																			
<p>※5：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>																			
<p>※6：代替品の補充等をいう。</p>																			

変更前	変更後	備考																			
<p>(なし)</p>	<p>表 6.6-1.1 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</p> <p>6.6-1.1-1 重大事故等収束のための水源</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2463 569"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等収束のための水源</td> <td>復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 611 2463 915"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>12.7m</td> </tr> <tr> <td>冷温停止 燃料交換※2</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>5.5m</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 989 2463 1136"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2において、復水貯蔵槽の水位を確認する。</td> <td>24時間に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：高圧代替注水系の確認運転開始から確認運転終了後24時間までを除く。</p> <p>※2：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	項目	運転上の制限	重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要値	運転 起動 高温停止	復水貯蔵槽	12.7m	冷温停止 燃料交換※2	復水貯蔵槽	5.5m	項目	頻度	担当	1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	24時間に1回	当直長	
項目	運転上の制限																				
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵槽の水量が所要値以上であること※1																				
適用される原子炉の状態	設備	所要値																			
運転 起動 高温停止	復水貯蔵槽	12.7m																			
冷温停止 燃料交換※2	復水貯蔵槽	5.5m																			
項目	頻度	担当																			
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	24時間に1回	当直長																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																						
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 260 2555 1104"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 260 1611 380">適用される 原子炉 の 状 態</th> <th data-bbox="1611 260 1857 380">条 件</th> <th data-bbox="1857 260 2407 380">要求される措置</th> <th data-bbox="2407 260 2555 380">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 380 1611 947" rowspan="4">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1611 380 1857 947" rowspan="4">A. 復水貯蔵槽の水 量が所要値を満 足していない場 合</td> <td data-bbox="1857 380 2407 520">A 1. 当直長は、サプレッション・チェンバ 水位が規定値以上であることを確認す る。</td> <td data-bbox="2407 380 2555 520">速やかに</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1857 520 2407 709">及び A 2. 当直長は、サプレッションプールを水 源とした非常用炉心冷却系<sup>*3</sup> 2系列 を起動し、動作可能であることを確認 する<sup>*4</sup>。</td> <td data-bbox="2407 520 2555 709">速やかに</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1857 709 2407 877">及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備<sup>*5</sup>が動作可能 であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 709 2555 877">3日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1857 877 2407 947">及び A 4. 当直長は、当該設備の水量を復旧する。</td> <td data-bbox="2407 877 2555 947">30日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 947 1611 1104"></td> <td data-bbox="1611 947 1857 1104">B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合</td> <td data-bbox="1857 947 2407 1024">B 1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td data-bbox="2407 947 2555 1024">24時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1024 1611 1104"></td> <td data-bbox="1611 1024 1857 1104"></td> <td data-bbox="1857 1024 2407 1104">及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td data-bbox="2407 1024 2555 1104">36時間</td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	運 転 起 動 高温停止	A. 復水貯蔵槽の水 量が所要値を満 足していない場 合	A 1. 当直長は、サプレッション・チェンバ 水位が規定値以上であることを確認す る。	速やかに	及び A 2. 当直長は、サプレッションプールを水 源とした非常用炉心冷却系 <sup>*3</sup> 2系列 を起動し、動作可能であることを確認 する <sup>*4</sup> 。	速やかに	及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*5</sup> が動作可能 であることを確認する。	3日間	及び A 4. 当直長は、当該設備の水量を復旧する。	30日間		B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間			及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	
適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間																					
運 転 起 動 高温停止	A. 復水貯蔵槽の水 量が所要値を満 足していない場 合	A 1. 当直長は、サプレッション・チェンバ 水位が規定値以上であることを確認す る。	速やかに																					
		及び A 2. 当直長は、サプレッションプールを水 源とした非常用炉心冷却系 <sup>*3</sup> 2系列 を起動し、動作可能であることを確認 する <sup>*4</sup> 。	速やかに																					
		及び A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*5</sup> が動作可能 であることを確認する。	3日間																					
		及び A 4. 当直長は、当該設備の水量を復旧する。	30日間																					
	B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																					
		及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換 <sup>※6</sup>	A. 復水貯蔵槽の水 量が所要値を満 足していない場 合	<p>A 1. 当直長は、当該設備の水量を復旧する措 置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、サプレッションプールを水 源とした非常用炉心冷却系<sup>※3</sup> 1 系列 を起動し、動作可能であることを確認 する<sup>※4</sup>とともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動 作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備<sup>※5</sup>が動作可能 であることを確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
<p>※3：自動減圧系を除く。</p> <p>※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※5：可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた復水貯蔵槽への移送手段をいい、速やかに復水貯蔵槽へ補給できる体制を整えるため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。</p> <p>※6：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※7：非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）のうちいずれか1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

変更前	変更後	備考																		
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-1.1-2 復水貯蔵槽への移送設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 348 2549 487"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽への移送設備</td> <td>淡水貯水池、防火水槽及び海から復水貯蔵槽へ水を移送するための設備が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 527 2481 823"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転起動</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>大容量送水車 (海水取水用)</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>低温停止</td> <td>燃料補給設備</td> <td>※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※3：「6.6-1.9-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「6.6-1.1-3 海水移送設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.1-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	復水貯蔵槽への移送設備	淡水貯水池、防火水槽及び海から復水貯蔵槽へ水を移送するための設備が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※3	大容量送水車 (海水取水用)	※4	高温停止	復水貯蔵槽	※5	低温停止	燃料補給設備	※6	
項目	運転上の制限																			
復水貯蔵槽への移送設備	淡水貯水池、防火水槽及び海から復水貯蔵槽へ水を移送するための設備が動作可能であること※1																			
適用される原子炉の状態	設備	所要数																		
運転起動	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	※3																		
	大容量送水車 (海水取水用)	※4																		
高温停止	復水貯蔵槽	※5																		
低温停止	燃料補給設備	※6																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考															
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1581 394">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1581 268 1872 394">条件</th> <th data-bbox="1872 268 2418 394">要求される措置</th> <th data-bbox="2418 268 2549 394">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 394 1581 877" rowspan="2"> <p>運転 起動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1581 394 1872 751"> <p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1872 394 2418 751"> <p>A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水位以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2418 394 2549 751"> <p>速やかに  3日間  10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1581 751 1872 877"> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1872 751 2418 877"> <p>B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2418 751 2549 877"> <p>24時間  36時間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 877 1581 1245"> <p>冷温停止 燃料交換<sup>※8</sup></p> </td> <td data-bbox="1581 877 1872 1245"> <p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1872 877 2418 1245"> <p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水量以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> </td> <td data-bbox="2418 877 2549 1245"> <p>速やかに  速やかに  速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：代替品の補充等をいう。</p> <p>※8：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水位以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  10日間</p>	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	<p>冷温停止 燃料交換<sup>※8</sup></p>	<p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水量以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間														
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水位以上であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  10日間</p>														
	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>														
<p>冷温停止 燃料交換<sup>※8</sup></p>	<p>A. 復水貯蔵槽への移送設備が動作不能の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表 6 6 - 1 1 - 1 の所要水量以上であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																						
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-1.1-3 海水移送設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水移送設備</td> <td>海水移送設備2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2481 812"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起動</td> <td>大容量送水車(海水取水用)</td> <td>1台×2<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td>高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>燃料補給設備</td> <td>※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、大容量送水車(海水取水用)1台及び必要なホースをいう。</p> <p>※2：大容量送水車(海水取水用)は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。</p> <p>※3：「6.6-1.2-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1041 2549 1310"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が <input type="text"/> m<sup>3</sup>/h 以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	海水移送設備	海水移送設備2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動	大容量送水車(海水取水用)	1台×2 <sup>※2</sup>	高温停止 冷温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3	項目	頻度	担当	1. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	2. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	
項目	運転上の制限																							
海水移送設備	海水移送設備2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																							
適用される原子炉の状態	設備	所要数																						
運転 起動	大容量送水車(海水取水用)	1台×2 <sup>※2</sup>																						
高温停止 冷温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3																						
項目	頻度	担当																						
1. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、流量が <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h 以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM																						
2. 大容量送水車(海水取水用)を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																						

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満の場合	A1. 当直長は、サプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。	速やかに	
及び A2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水位以上であることを確認する。			速やかに		
及び A3. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。			10日間		
及び A4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			30日間		
		B. 動作可能な海水移送設備が1系列未満の場合	B1. 当直長は、サプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。	速やかに	
及び B2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表66-11-1の所要水位以上であることを確認する。			速やかに		
及び B3. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。			3日間		
及び B4. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			10日間		
		C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
及び C2. 当直長は、冷温停止にする。			36時間		



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満の場合	A1. 原子炉GMは、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が表6.6-1.1-1の所要水量以上であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※4を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに  速やかに	
※4：代替品の補充又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認等をいう。					

変 更 前	変 更 後	備 考																																	
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 1 2 電源設備</p> <p>6 6 - 1 2 - 1 常設代替交流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2549 567"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 609 2549 1043"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換</td> <td>第一ガスタービン発電機</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ (16 kL)</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移送系の必要な弁並びに配管を含む。</p> <p>※2：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1194 2549 1623"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）、に異常のないことを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20 kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運 転 上 の 制 限	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	第一ガスタービン発電機	1 台	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1 基	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1 台	タンクローリ (16 kL)	※2	軽油タンク	※2	項 目	頻 度	担 当	1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）、に異常のないことを確認する。	1年に1回	電気機器GM	2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20 kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。	1ヶ月に1回	当直長	4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	運 転 上 の 制 限																																		
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1																																		
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																																	
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	第一ガスタービン発電機	1 台																																	
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1 基																																	
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1 台																																	
	タンクローリ (16 kL)	※2																																	
	軽油タンク	※2																																	
項 目	頻 度	担 当																																	
1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）、に異常のないことを確認する。	1年に1回	電気機器GM																																	
2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	
3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20 kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。	1ヶ月に1回	当直長																																	
4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																	

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*3</sup> が動作可能であること。	速やかに	
及び A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*4</sup> が動作可能であることを確認する。			3日間		
及び A1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			30日間		
又は A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*3</sup> が動作可能であること。			速やかに		
及び A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。			3日間		
及び A2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			10日間		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合		B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間		
		及び B2. 当直長は、低温停止にする。	36時間		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後				備 考
	<p><u>適用される原子炉の状態</u></p> <p><u>冷温停止燃料交換</u></p>	<p><u>条 件</u></p> <p><u>A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合</u></p>	<p><u>要求される措置</u></p> <p><u>A1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u></p> <p><u>及び</u></p> <p><u>A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。</u></p> <p><u>及び</u></p> <p><u>A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</u></p> <p><u>又は</u></p> <p><u>A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u></p>	<p><u>完了時間</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p> <p><u>速やかに</u></p>	
<p>※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※4：号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C（C）系又はM/C（D）系の受電をいい、当該システムで要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。</p>					
<p>※5：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいい、当該システムで要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。</p>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																									
<p>(なし)</p>	<p><u>66-12-2 可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 489"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1762 401">項目</th> <th data-bbox="1762 348 2549 401">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 401 1762 489"><u>可搬型代替交流電源設備</u></td> <td data-bbox="1762 401 2549 489"><u>可搬型代替交流電源設備による電源系2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 852"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1685 611">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1685 527 2297 611">設備</th> <th data-bbox="2297 527 2549 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1685 695">運転起動</td> <td data-bbox="1685 611 2297 695">電源車</td> <td data-bbox="2297 611 2549 695">2台×2<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 695 1685 768">高温停止</td> <td data-bbox="1685 695 2297 768">タンクローリ(4kL)</td> <td data-bbox="2297 695 2549 768">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 768 1685 852">冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1685 768 2297 852">軽油タンク</td> <td data-bbox="2297 768 2549 852">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：<u>1系列とは、電源車2台をいう。</u></p> <p>※2：<u>動作可能とは、緊急用電源切替箱接続装置、動力変圧器C系、AM用動力変圧器及び代替原子炉補機冷却系(熱交換器ユニット)に接続できることを含む。</u></p> <p>※3：<u>電源車は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。</u></p> <p>※4：<u>「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限を定める。</u></p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1121 2549 1341"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1121 2110 1173">項目</th> <th data-bbox="2110 1121 2347 1173">頻度</th> <th data-bbox="2347 1121 2549 1173">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1173 2110 1257">1. <u>電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</u></td> <td data-bbox="2110 1173 2347 1257">1年に1回</td> <td data-bbox="2347 1173 2549 1257">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1257 2110 1341">2. <u>電源車を起動し、動作可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2110 1257 2347 1341">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1257 2549 1341">モバイル設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	<u>可搬型代替交流電源設備</u>	<u>可搬型代替交流電源設備による電源系2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></u>	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転起動	電源車	2台×2 <sup>※3</sup>	高温停止	タンクローリ(4kL)	※4	冷温停止 燃料交換	軽油タンク	※4	項目	頻度	担当	1. <u>電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</u>	1年に1回	電気機器GM	2. <u>電源車を起動し、動作可能であることを確認する。</u>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM	
項目	運転上の制限																										
<u>可搬型代替交流電源設備</u>	<u>可搬型代替交流電源設備による電源系2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></u>																										
適用される原子炉の状態	設備	所要数																									
運転起動	電源車	2台×2 <sup>※3</sup>																									
高温停止	タンクローリ(4kL)	※4																									
冷温停止 燃料交換	軽油タンク	※4																									
項目	頻度	担当																									
1. <u>電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</u>	1年に1回	電気機器GM																									
2. <u>電源車を起動し、動作可能であることを確認する。</u>	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 258 1581 380">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1581 258 1878 380">条件</th> <th data-bbox="1878 258 2392 380">要求される措置</th> <th data-bbox="2392 258 2555 380">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 380 1581 863"> <u>運転起動 高温停止</u> </td> <td data-bbox="1581 380 1878 863"> <u>A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が2 系列未満の場合</u> </td> <td data-bbox="1878 380 2392 863"> <u>A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認す る。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2392 380 2555 863"> <u>速やかに</u>          <u>10日間</u>          <u>30日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 863 1581 1423"></td> <td data-bbox="1581 863 1878 1423"> <u>B. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が1 系列未満の場合</u> </td> <td data-bbox="1878 863 2392 1423"> <u>B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を 動作不能とみなす。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であること。</u> 及び <u>B 3. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>B 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2392 863 2555 1423"> <u>速やかに</u>                      <u>3日間</u>          <u>10日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1423 1581 1581"></td> <td data-bbox="1581 1423 1878 1581"> <u>C. 条件A又はBで要求 される措置を完了時 間に達成できない 場合</u> </td> <td data-bbox="1878 1423 2392 1581"> <u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="2392 1423 2555 1581"> <u>24時間</u>          <u>36時間</u> </td> </tr> </tbody> </table>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<u>運転起動 高温停止</u>	<u>A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が2 系列未満の場合</u>	<u>A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認す る。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>          <u>10日間</u>          <u>30日間</u>		<u>B. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が1 系列未満の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を 動作不能とみなす。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であること。</u> 及び <u>B 3. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>B 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>                      <u>3日間</u>          <u>10日間</u>		<u>C. 条件A又はBで要求 される措置を完了時 間に達成できない 場合</u>	<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>          <u>36時間</u>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間															
<u>運転起動 高温停止</u>	<u>A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が2 系列未満の場合</u>	<u>A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であることを確認す る。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>          <u>10日間</u>          <u>30日間</u>															
	<u>B. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が1 系列未満の場合</u>	<u>B 1. 当直長は、代替原子炉補機冷却系を 動作不能とみなす。</u> 及び <u>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 ※<sup>5</sup>が動作可能であること。</u> 及び <u>B 3. 当直長は、代替措置※<sup>6</sup>を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。</u> 及び <u>B 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>                      <u>3日間</u>          <u>10日間</u>															
	<u>C. 条件A又はBで要求 される措置を完了時 間に達成できない 場合</u>	<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>          <u>36時間</u>															

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 による電源系が2 系列未満の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 1台を起動し、動作可能であることを 確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置※6を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施 する。	速やかに  速やかに  速やかに	
	※5：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。				
	※6：代替品の補充等。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																						
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-1.2-3 号炉間電力融通電気設備</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 487"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1780 396">項 目</th> <th data-bbox="1780 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1780 487"><u>号炉間電力融通電気設備</u></td> <td data-bbox="1780 396 2549 487"><u>所要数が使用可能であること</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 850"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1647 611">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1647 527 2297 611">設 備</th> <th data-bbox="2297 527 2549 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1647 730">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1647 611 2297 730"><u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u></td> <td data-bbox="2297 611 2549 730"><u>1本</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 730 1647 850">高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1647 730 2297 850"><u>号炉間電力融通ケーブル (可搬型)</u></td> <td data-bbox="2297 730 2549 850"><u>1本</u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 921 2549 1138"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 921 2125 970">項 目</th> <th data-bbox="2125 921 2356 970">頻 度</th> <th data-bbox="2356 921 2549 970">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 970 2125 1054"><u>1. 号炉間電力融通ケーブル (常設) が使用可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2125 970 2356 1054"><u>1ヶ月に1回</u></td> <td data-bbox="2356 970 2549 1054"><u>当直長</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1054 2125 1138"><u>2. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) が使用可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2125 1054 2356 1138"><u>3ヶ月に1回</u></td> <td data-bbox="2356 1054 2549 1138"><u>モバイル 設備管理GM</u></td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	<u>号炉間電力融通電気設備</u>	<u>所要数が使用可能であること</u>	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動	<u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u>	<u>1本</u>	高温停止 低温停止 燃料交換	<u>号炉間電力融通ケーブル (可搬型)</u>	<u>1本</u>	項 目	頻 度	担 当	<u>1. 号炉間電力融通ケーブル (常設) が使用可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直長</u>	<u>2. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>	
項 目	運転上の制限																							
<u>号炉間電力融通電気設備</u>	<u>所要数が使用可能であること</u>																							
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																						
運 転 起 動	<u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u>	<u>1本</u>																						
高温停止 低温停止 燃料交換	<u>号炉間電力融通ケーブル (可搬型)</u>	<u>1本</u>																						
項 目	頻 度	担 当																						
<u>1. 号炉間電力融通ケーブル (常設) が使用可能であることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>当直長</u>																						
<u>2. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) が使用可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>																						



変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	<u>適用される 原子炉 の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. 所要数を満足 していない場 合	A 1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを確 認するとともに、その他の設備*1が動 作可能であることを確認する。	速やかに	
及び		A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備*2が動作可能 であることを確認する。	3日間		
及び		A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	30日間		
又は		A 2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを確 認するとともに、その他の設備*1が動 作可能であることを確認する。	速やかに		
及び		A 2. 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自 主対策設備*3が動作可能である ことを確認する。	3日間		
又は		A 2. 2. 2. 当直長は、代替措置*4を検討し 原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	3日間		
及び		A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	10日間		
B. 条件Aで要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合		B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間		
及び	B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 所要数を満 足していな い場合	<p>A1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※2</sup>が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>又は</p> <p>A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A3. 3. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
<p>※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。</p>					
<p>※3：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいう。</p>					
<p>※4：代替品の補充等。</p>					

変更前	変更後	備考																												
<p>(なし)</p>	<p>6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 348 2540 638"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 348 1724 394">項目</th> <th data-bbox="1724 348 2540 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 394 1724 638">                     所内蓄電式 直流電源設備<sup>※1</sup> 及び 常設代替 直流電源設備<sup>※2</sup> </td> <td data-bbox="1724 394 2540 638">                     (1) 運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換<sup>※3</sup>において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電 源系が動作可能であること                       (2) 燃料交換<sup>※4</sup>において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替 直流電源設備のうち, AM用直流125V充電器又はAM用 直流125V蓄電池が動作可能であること                 </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 678 2540 1094"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 678 1650 758">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 678 2279 758">設 備</th> <th data-bbox="2279 678 2540 758">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 758 1650 840" rowspan="2">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1650 758 2279 804">直流125V充電器A<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="2279 758 2540 804">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 804 2279 850">直流125V蓄電池A<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="2279 804 2540 850">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 850 1650 896">高温停止</td> <td data-bbox="1650 850 2279 896">直流125V充電器A-2<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="2279 850 2540 896">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 896 1650 942">冷温停止</td> <td data-bbox="1650 896 2279 942">直流125V蓄電池A-2<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="2279 896 2540 942">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 942 1650 989" rowspan="2">燃料交換<sup>※3</sup></td> <td data-bbox="1650 942 2279 989">AM用直流125V充電器</td> <td data-bbox="2279 942 2540 989">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 989 2279 1035">AM用直流125V蓄電池</td> <td data-bbox="2279 989 2540 1035">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1035 1650 1081" rowspan="2">燃料交換<sup>※4</sup></td> <td data-bbox="1650 1035 2279 1081">AM用直流125V充電器<sup>※6</sup></td> <td data-bbox="2279 1035 2540 1081">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 1081 2279 1127">AM用直流125V蓄電池<sup>※6</sup></td> <td data-bbox="2279 1081 2540 1127">1組</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：所内蓄電式直流電源設備とは、直流125V充電器A、直流125V蓄電池A、直流125V充電器A-2、直流125V蓄電池A-2、AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。</p> <p>※2：常設代替直流電源設備とは、AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池をいう。</p> <p>※3：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※4：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合。</p> <p>※5：動作不能時は、「第6.2条 直流電源その1」及び「第6.3条 直流電源その2」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※6：AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池が動作不能時は、「6.6-9-3 使用済燃料プール監視設備」の運転上の制限も確認する。</p>	項目	運転上の制限	所内蓄電式 直流電源設備 <sup>※1</sup> 及び 常設代替 直流電源設備 <sup>※2</sup>	(1) 運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 <sup>※3</sup> において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電 源系が動作可能であること  (2) 燃料交換 <sup>※4</sup> において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替 直流電源設備のうち, AM用直流125V充電器又はAM用 直流125V蓄電池が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動	直流125V充電器A <sup>※5</sup>	1個	直流125V蓄電池A <sup>※5</sup>	1組	高温停止	直流125V充電器A-2 <sup>※5</sup>	1個	冷温停止	直流125V蓄電池A-2 <sup>※5</sup>	1組	燃料交換 <sup>※3</sup>	AM用直流125V充電器	1個	AM用直流125V蓄電池	1組	燃料交換 <sup>※4</sup>	AM用直流125V充電器 <sup>※6</sup>	1個	AM用直流125V蓄電池 <sup>※6</sup>	1組	
項目	運転上の制限																													
所内蓄電式 直流電源設備 <sup>※1</sup> 及び 常設代替 直流電源設備 <sup>※2</sup>	(1) 運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 <sup>※3</sup> において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電 源系が動作可能であること  (2) 燃料交換 <sup>※4</sup> において, 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替 直流電源設備のうち, AM用直流125V充電器又はAM用 直流125V蓄電池が動作可能であること																													
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																												
運 転 起 動	直流125V充電器A <sup>※5</sup>	1個																												
	直流125V蓄電池A <sup>※5</sup>	1組																												
高温停止	直流125V充電器A-2 <sup>※5</sup>	1個																												
冷温停止	直流125V蓄電池A-2 <sup>※5</sup>	1組																												
燃料交換 <sup>※3</sup>	AM用直流125V充電器	1個																												
	AM用直流125V蓄電池	1組																												
燃料交換 <sup>※4</sup>	AM用直流125V充電器 <sup>※6</sup>	1個																												
	AM用直流125V蓄電池 <sup>※6</sup>	1組																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 268 2110 304">項目</th> <th data-bbox="2110 268 2332 304">頻度</th> <th data-bbox="2332 268 2540 304">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 304 2110 382">1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。</td> <td data-bbox="2110 304 2332 382">定検停止時</td> <td data-bbox="2332 304 2540 382">運転評価GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 382 2110 501">2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※7</sup>において、直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 382 2332 501">1週間に1回</td> <td data-bbox="2332 382 2540 501">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 501 2110 621">3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※7</sup>において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 501 2332 621">1週間に1回</td> <td data-bbox="2332 501 2540 621">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 621 2110 699">4. AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 621 2332 699">1週間に1回</td> <td data-bbox="2332 621 2540 699">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 699 2110 819">5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換<sup>※7</sup>において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="2110 699 2332 819">1週間に1回</td> <td data-bbox="2332 699 2540 819">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 819 2110 896">6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="2110 819 2332 896">1週間に1回</td> <td data-bbox="2332 819 2540 896">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1383 911 2564 982">※7：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	項目	頻度	担当	1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定検停止時	運転評価GM	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	4. AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	
項目	頻度	担当																					
1. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備(蓄電池及び充電器)の機能を確認する。	定検停止時	運転評価GM																					
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																					
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																					
4. AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																					
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 <sup>※7</sup> において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																					
6. AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																					

変更前	変更後			備考
	(3) 要求される措置			
	<u>適用される 原子炉 の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
	<u>運 転 起 動 高温停止</u>	<u>A. 蓄電池が動作不能 の場合</u>	<u>A 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機A系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>
<u>及び</u> <u>A 2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。</u>			<u>3日間</u>	
<u>及び</u> <u>A 3. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。</u>			<u>30日間</u>	
<u>B. 充電器が動作不能 の場合</u>		<u>B 1. 当直長は、蓄電池A、A-2及びAMが健全であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	
		<u>及び</u> <u>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機A系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>	
		<u>及び</u> <u>B 3. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>	
		<u>及び</u> <u>B 4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>30日間</u>	
<u>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>		<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u>	<u>24時間</u>	
		<u>及び</u> <u>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>36時間</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換 <sup>※8</sup>	A. 蓄電池が動作不能 の場合	A1. 当直長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに	
		B. 充電器が動作不能 の場合	B1. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び B2. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに	
	燃料交換 <sup>※9</sup>	A. AM用直流125V充電器及びAM用直流125V蓄電池が動作不能の場合	A1. 当直長は、AM用直流125V充電器又はAM用直流125V蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 1. 当直長は、蓄電池A及び充電器Aが健全であることを確認する。 又は A2. 2. 当直長は、蓄電池A-2及び充電器A-2が健全であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	
	<p>※8：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※9：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合。</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-1.2-5 可搬型直流電源設備</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 516"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1742 396">項 目</th> <th data-bbox="1742 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1742 516">可搬型直流電源設備</td> <td data-bbox="1742 396 2549 516">可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 558 2549 940"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 558 1650 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 558 2276 642">設 備</th> <th data-bbox="2276 558 2549 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 642 1650 716">運 転</td> <td data-bbox="1650 642 2276 716">AM用直流125V充電器</td> <td data-bbox="2276 642 2549 716">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 716 1650 789">起 動</td> <td data-bbox="1650 716 2276 789">電源車</td> <td data-bbox="2276 716 2549 789">※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 789 1650 863">高温停止</td> <td data-bbox="1650 789 2276 863">タンクローリ (4 k L)</td> <td data-bbox="2276 789 2549 863">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 863 1650 940">低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1650 863 2276 940">軽油タンク</td> <td data-bbox="2276 863 2549 940">※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 「<u>6.6-1.2-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</u>」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※2 : 「<u>6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備</u>」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※3 : 「<u>6.6-1.2-7 燃料補給設備</u>」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転	AM用直流125V充電器	※1	起 動	電源車	※2	高温停止	タンクローリ (4 k L)	※3	低温停止 燃料交換	軽油タンク	※3	
項 目	運転上の制限																				
可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること																				
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																			
運 転	AM用直流125V充電器	※1																			
起 動	電源車	※2																			
高温停止	タンクローリ (4 k L)	※3																			
低温停止 燃料交換	軽油タンク	※3																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																												
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-1.2-6 代替所内電気設備</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 470"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1798 396">項 目</th> <th data-bbox="1798 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1798 470">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1798 396 2549 470">代替所内電気設備からの給電系が使用可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 512 2549 974"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 512 1650 590">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 512 2276 590">設 備</th> <th data-bbox="2276 512 2549 590">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 590 1650 974" rowspan="7">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1650 590 2276 646">AM用MCC</td> <td data-bbox="2276 590 2549 646">4 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 646 2276 703">AM用切替盤</td> <td data-bbox="2276 646 2549 703">2 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 703 2276 760">AM用操作盤</td> <td data-bbox="2276 703 2549 760">2 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 760 2276 816">AM用動力変圧器</td> <td data-bbox="2276 760 2549 816">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 816 2276 873">緊急用断路器</td> <td data-bbox="2276 816 2549 873">2 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 873 2276 930">緊急用電源切替箱接続装置</td> <td data-bbox="2276 873 2549 930">2 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 930 2276 974">緊急用電源切替箱断路器</td> <td data-bbox="2276 930 2549 974">1 個</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用交流高圧電源母線A系及びB系に給電できることを含む。</p> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 1083 2549 1213"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1083 2086 1131">項 目</th> <th data-bbox="2086 1083 2347 1131">頻 度</th> <th data-bbox="2347 1083 2549 1131">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1131 2086 1213">1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2086 1131 2347 1213">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1131 2549 1213">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	代替所内電気設備	代替所内電気設備からの給電系が使用可能であること※1	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	AM用MCC	4 個	AM用切替盤	2 個	AM用操作盤	2 個	AM用動力変圧器	1 個	緊急用断路器	2 個	緊急用電源切替箱接続装置	2 個	緊急用電源切替箱断路器	1 個	項 目	頻 度	担 当	1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
項 目	運転上の制限																													
代替所内電気設備	代替所内電気設備からの給電系が使用可能であること※1																													
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	AM用MCC	4 個																												
	AM用切替盤	2 個																												
	AM用操作盤	2 個																												
	AM用動力変圧器	1 個																												
	緊急用断路器	2 個																												
	緊急用電源切替箱接続装置	2 個																												
	緊急用電源切替箱断路器	1 個																												
項 目	頻 度	担 当																												
1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																												



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動	A. 緊急用断路器が 動作不能の場合	A 1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動 作不能とみなす。	速やかに	
	高温停止	B. 代替所内電気設 備による電源系 が動作不能の場 合	B 1. 当直長は、非常用所内電気設備が動作 可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態 に復旧する。	速やかに  3日間	
		C. 条件Bで要求され る措置を完了時間 内に達成できない 場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 緊急用断路器が 動作不能の場合	A 1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動 作不能とみなす。	速やかに	
		B. 代替所内電気設 備による電源系 が動作不能の場 合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、非常用所内電気設備が動作 可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																													
<p>(なし)</p>	<p><u>6.6-1.2-7 燃料補給設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2552 520"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1685 394">項目</th> <th data-bbox="1685 348 2552 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 394 1685 520" rowspan="2">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1685 394 2552 436">(1) 軽油タンク 1 基以上が使用可能であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 436 2552 520">(2) 所要数のタンクローリ (4 k L) 及びタンクローリ (16 k L) が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 558 2552 842"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 558 1665 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1665 558 2276 642">設備</th> <th data-bbox="2276 558 2552 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 642 1665 695">運転 起 動</td> <td data-bbox="1665 642 2276 695">軽油タンク※2</td> <td data-bbox="2276 642 2552 695">1 基※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 695 1665 768">高温停止 冷温停止</td> <td data-bbox="1665 695 2276 768">タンクローリ (4 k L)</td> <td data-bbox="2276 695 2552 768">3 台※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 768 1665 842">燃料交換</td> <td data-bbox="1665 768 2276 842">タンクローリ (16 k L)</td> <td data-bbox="2276 768 2552 842">1 台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要なホースを含む。                  ※2：運転上の制限を満足しない場合は、「第6.1条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」の運転上の制限も確認する。                  ※3：6号炉及び7号炉の軽油タンク 4基のうち1基。                  ※4：タンクローリ (4 k L) は、大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所に分散配置されていること。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1146 2552 1457"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1146 2128 1199">項目</th> <th data-bbox="2128 1146 2341 1199">頻 度</th> <th data-bbox="2341 1146 2552 1199">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1199 2128 1310">1. 6号炉及び7号炉の軽油タンク 4基のうち1基以上が第6.1条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。</td> <td data-bbox="2128 1199 2341 1310">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 1199 2552 1310">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1310 2128 1383">2. タンクローリ (4 k L) が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2128 1310 2341 1383">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 1310 2552 1383">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1383 2128 1457">3. タンクローリ (16 k L) が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2128 1383 2341 1457">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 1383 2552 1457">モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料補給設備	(1) 軽油タンク 1 基以上が使用可能であること	(2) 所要数のタンクローリ (4 k L) 及びタンクローリ (16 k L) が動作可能であること※1	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運転 起 動	軽油タンク※2	1 基※3	高温停止 冷温停止	タンクローリ (4 k L)	3 台※4	燃料交換	タンクローリ (16 k L)	1 台	項目	頻 度	担 当	1. 6号炉及び7号炉の軽油タンク 4基のうち1基以上が第6.1条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. タンクローリ (4 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	3. タンクローリ (16 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
項目	運転上の制限																														
燃料補給設備	(1) 軽油タンク 1 基以上が使用可能であること																														
	(2) 所要数のタンクローリ (4 k L) 及びタンクローリ (16 k L) が動作可能であること※1																														
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																													
運転 起 動	軽油タンク※2	1 基※3																													
高温停止 冷温停止	タンクローリ (4 k L)	3 台※4																													
燃料交換	タンクローリ (16 k L)	1 台																													
項目	頻 度	担 当																													
1. 6号炉及び7号炉の軽油タンク 4基のうち1基以上が第6.1条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																													
2. タンクローリ (4 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																													
3. タンクローリ (16 k L) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																													

変更前	変更後	備考																					
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1391 254 2546 1119"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合</td> <td>A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作可能なタンクローリ（4 k L）が所要数を満足していない場合</td> <td>B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※6</sup>。</td> <td>2日間 2日間</td> </tr> <tr> <td>C. 動作可能なタンクローリ（16 k L）が所要数を満足していない場合</td> <td>C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※6</sup>。</td> <td>2日間 2日間</td> </tr> <tr> <td>D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D 1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※7</sup>を動作不能<sup>※8</sup>とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E 1. 当直長は、タンクローリ（4 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※7</sup>を動作不能<sup>※8</sup>とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>F 1. 当直長は、タンクローリ（16 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※7</sup>を動作不能<sup>※8</sup>とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：代替品の補充等をいう。</p> <p>※6：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件E及びFには移行しない。</p> <p>※7：燃料補給を有する重大事故等対処設備とは、以下をいう。  <u>タンクローリ（4 k L）；</u>  <u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、電源車、モニタリングポスト用発電機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。</u>  <u>タンクローリ（16 k L）；常設代替交流電源設備。</u></p> <p>※8：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。</p>	条件	要求される措置	完了時間	A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	2日間	B. 動作可能なタンクローリ（4 k L）が所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※6</sup> 。	2日間 2日間	C. 動作可能なタンクローリ（16 k L）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※6</sup> 。	2日間 2日間	D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに	E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、タンクローリ（4 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに	F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 当直長は、タンクローリ（16 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																					
A. 軽油タンクが所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を使用可能な状態に復旧する。	2日間																					
B. 動作可能なタンクローリ（4 k L）が所要数を満足していない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※6</sup> 。	2日間 2日間																					
C. 動作可能なタンクローリ（16 k L）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※6</sup> 。	2日間 2日間																					
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに																					
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、タンクローリ（4 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに																					
F. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	F 1. 当直長は、タンクローリ（16 k L）による燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※7</sup> を動作不能 <sup>※8</sup> とみなす。	速やかに																					

変 更 前	変 更 後	備 考																					
<p>(なし)</p>	<p>表 6 6 - 1 3 計装設備</p> <p>6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1389 401 2546 611"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること※1</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。 なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できればよい。</p> <p>※3：代替パラメータに記載する[ ]は，有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。</p> <p>1. 原子炉圧力容器内の温度</p> <table border="1" data-bbox="1389 1041 2546 1608"> <thead> <tr> <th rowspan="2">適用される 原子炉の状態</th> <th>主要パラメータ</th> <th colspan="2">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <th>要素</th> <th>要素</th> <th>推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4</td> <td rowspan="3">原子炉圧力容器温度</td> <td>①主要パラメータの他チャンネル</td> <td>原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td>②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)</td> <td>飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。</td> </tr> <tr> <td>③残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		要素	要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。	②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。	③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。	
項 目	運転上の制限																						
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1																						
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3																						
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ																					
	要素	要素	推定方法																				
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。																				
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。																				
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																							
	<p>2. 原子炉压力容器内の圧力</p> <table border="1" data-bbox="1391 258 2561 945"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 258 1629 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 258 1932 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1932 258 2561 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1932 300 2252 342">要素</th> <th data-bbox="2252 300 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 342 1629 716" rowspan="3"> <u>運 転</u>  <u>起 動</u>  <u>高温停止</u>  <u>低温停止</u> </td> <td data-bbox="1629 342 1932 716" rowspan="3">原子炉圧力</td> <td data-bbox="1932 342 2252 489">①主要パラメータの他チャンネル</td> <td data-bbox="2252 342 2561 489">原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1932 489 2252 573">②原子炉圧力 (SA)</td> <td data-bbox="2252 489 2561 573">原子炉圧力 (SA) により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1932 573 2252 716">③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉压力容器温度</td> <td data-bbox="2252 573 2561 716">飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 716 1629 945" rowspan="3"></td> <td data-bbox="1629 716 1932 945" rowspan="3">原子炉圧力 (SA)</td> <td data-bbox="1932 716 2252 800">①原子炉圧力</td> <td data-bbox="2252 716 2561 800">原子炉圧力により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1932 800 2252 863">②原子炉水位 (広帯域)</td> <td data-bbox="2252 800 2561 863" rowspan="2">飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1932 863 2252 945">②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉压力容器温度</td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>低温停止</u>	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。	③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。		原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。	②原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。	②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉压力容器温度	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																							
		要素	推定方法																						
<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>低温停止</u>	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。																						
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。																						
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。																						
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。																						
		②原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。																						
		②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉压力容器温度																							

変更前	変更後	備考																											
	<p>3. 原子炉压力容器内の水位</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1394 258 1629 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 258 1911 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1911 258 2561 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1911 300 2294 342">要素</th> <th data-bbox="2294 300 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1394 342 1629 1014" rowspan="8"> <u>運 転</u>  <u>起 動</u>  <u>高温停止</u>  <u>冷温停止</u>  <u>燃料交換</u><sup>※5</sup> </td> <td data-bbox="1629 342 1911 1014" rowspan="8"> <u>原子炉水位</u>  <u>(広帯域)</u> </td> <td data-bbox="1911 342 2294 520"> <u>①主要パラメータの他チャンネル</u> </td> <td data-bbox="2294 342 2561 520"> <u>原子炉水位 (広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 520 2294 594"> <u>②原子炉水位 (SA)</u> </td> <td data-bbox="2294 520 2561 594"> <u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 594 2294 909"> <u>③高圧代替注水系系統流量</u>  <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u>  <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u>  <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u>  <u>③高圧炉心注水系系統流量</u>  <u>③残留熱除去系系統流量</u> </td> <td data-bbox="2294 594 2561 909"> <u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 909 2294 1014"> <u>④原子炉圧力</u>  <u>④原子炉圧力 (SA)</u>  <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u> </td> <td data-bbox="2294 909 2561 1014"> <u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 1014 1911 1686" rowspan="8"> <u>原子炉水位</u>  <u>(燃料域)</u> </td> <td data-bbox="1911 1014 2294 1192"> <u>①主要パラメータの他チャンネル</u> </td> <td data-bbox="2294 1014 2561 1192"> <u>原子炉水位 (燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 1192 2294 1266"> <u>②原子炉水位 (SA)</u> </td> <td data-bbox="2294 1192 2561 1266"> <u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 1266 2294 1581"> <u>③高圧代替注水系系統流量</u>  <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u>  <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u>  <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u>  <u>③高圧炉心注水系系統流量</u>  <u>③残留熱除去系系統流量</u> </td> <td data-bbox="2294 1266 2561 1581"> <u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1911 1581 2294 1686"> <u>④原子炉圧力</u>  <u>④原子炉圧力 (SA)</u>  <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u> </td> <td data-bbox="2294 1581 2561 1686"> <u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u> </td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u> <sup>※5</sup>	<u>原子炉水位</u> <u>(広帯域)</u>	<u>①主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>原子炉水位 (広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u>	<u>②原子炉水位 (SA)</u>	<u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u>	<u>③高圧代替注水系系統流量</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>③高圧炉心注水系系統流量</u> <u>③残留熱除去系系統流量</u>	<u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u>	<u>④原子炉圧力</u> <u>④原子炉圧力 (SA)</u> <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u>	<u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u>	<u>原子炉水位</u> <u>(燃料域)</u>	<u>①主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>原子炉水位 (燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u>	<u>②原子炉水位 (SA)</u>	<u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u>	<u>③高圧代替注水系系統流量</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>③高圧炉心注水系系統流量</u> <u>③残留熱除去系系統流量</u>	<u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u>	<u>④原子炉圧力</u> <u>④原子炉圧力 (SA)</u> <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u>	<u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u>	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																											
		要素	推定方法																										
<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u> <sup>※5</sup>	<u>原子炉水位</u> <u>(広帯域)</u>	<u>①主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>原子炉水位 (広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u>																										
		<u>②原子炉水位 (SA)</u>	<u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u>																										
		<u>③高圧代替注水系系統流量</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>③高圧炉心注水系系統流量</u> <u>③残留熱除去系系統流量</u>	<u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u>																										
		<u>④原子炉圧力</u> <u>④原子炉圧力 (SA)</u> <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u>	<u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u>																										
		<u>原子炉水位</u> <u>(燃料域)</u>	<u>①主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>原子炉水位 (燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u>																									
			<u>②原子炉水位 (SA)</u>	<u>原子炉水位 (SA) により推定する。</u>																									
			<u>③高圧代替注水系系統流量</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> <u>③復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> <u>③原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>③高圧炉心注水系系統流量</u> <u>③残留熱除去系系統流量</u>	<u>機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。</u>																									
			<u>④原子炉圧力</u> <u>④原子炉圧力 (SA)</u> <u>④格納容器内圧力 (S/C)</u>	<u>差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</u>																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後			備考
	<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※5</sup></p>	<p>主要パラメータ 要素</p> <p>原子炉水位 (SA)</p>	<p>代替パラメータ 要素</p> <p>①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)</p> <p>②高压代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ②復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量</p> <p>③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)</p>	<p>推定方法</p> <p>原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) に より推定する。</p> <p>機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p>
<p>※5 : 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>				

変更前	変更後			備考
	4. 原子炉压力容器への注水量			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
		高圧代替注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)  ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。  注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。
	運 転 起 動 <sup>※6</sup> 高温停止 <sup>※6</sup>	原子炉隔離時冷却系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)  ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。  注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。
		高圧炉心注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA)  ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。  注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。
	※6：高圧代替注水系系統流量及び原子炉隔離時冷却系系統流量については、原子炉圧力が1.03 MPa[gage]以上の場合に適用する。			



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後			備考
	<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※7</sup></p>	<p>主要パラメータ 要素</p> <p>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</p> <p>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</p> <p>残留熱除去系 系統流量</p>	<p>代替パラメータ 要素</p> <p>①復水貯蔵槽水位 (SA)</p> <p>②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)</p> <p>①復水貯蔵槽水位 (SA)</p> <p>②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)</p> <p>①サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)</p>	<p>推定方法</p> <p>水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p>注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。</p> <p>水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p>注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を推定する。</p> <p>水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。</p> <p>注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。</p>
<p>※7：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>				

変更前	変更後			備考
	5. 原子炉格納容器への注水量			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	運 転 起 動 高温停止	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)  ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	
		復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)  ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	

変更前

変更後

備考

6. 原子炉格納容器内の温度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。
		②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。
		③ [サブプレッション・チェンバ気体温度]	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。
	サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																								
	<p>7. 原子炉格納容器内の圧力</p> <table border="1" style="border-collapse: collapse; width: 100%;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 260 1635 344"><u>適用される 原子炉の状態</u></th> <th data-bbox="1635 260 1872 344"><u>主要パラメータ 要素</u></th> <th colspan="2" data-bbox="1872 260 2561 302"><u>代替パラメータ</u></th> </tr> <tr> <td></td> <td><u>要素</u></td> <td><u>要素</u></td> <td><u>推定方法</u></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 344 1635 716" rowspan="3"></td> <td data-bbox="1635 344 1872 716" rowspan="3"><u>格納容器内圧力 (D/W)</u></td> <td data-bbox="1872 344 2237 428">①格納容器内圧力 (S/C)</td> <td data-bbox="2237 344 2561 428"><u>格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1872 428 2237 575">②ドライウエル雰囲気温度</td> <td data-bbox="2237 428 2561 575"><u>飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1872 575 2237 716">③ [格納容器内圧力 (D/W)]</td> <td data-bbox="2237 575 2561 716"><u>監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 716 1635 1121" rowspan="3"><u>運 転 起 動 高温停止</u></td> <td data-bbox="1635 716 1872 1121" rowspan="3"><u>格納容器内圧力 (S/C)</u></td> <td data-bbox="1872 716 2237 800">①格納容器内圧力 (D/W)</td> <td data-bbox="2237 716 2561 800"><u>格納容器内圧力 (D/W) により推定する。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1872 800 2237 974">②サブプレッション・チェンバ ン気体温度</td> <td data-bbox="2237 800 2561 974"><u>飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバン気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1872 974 2237 1121">③ [格納容器内圧力 (S/C)]</td> <td data-bbox="2237 974 2561 1121"><u>監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。</u></td> </tr> </tbody> </table>	<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>主要パラメータ 要素</u>	<u>代替パラメータ</u>			<u>要素</u>	<u>要素</u>	<u>推定方法</u>		<u>格納容器内圧力 (D/W)</u>	①格納容器内圧力 (S/C)	<u>格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</u>	②ドライウエル雰囲気温度	<u>飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。</u>	③ [格納容器内圧力 (D/W)]	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>	<u>運 転 起 動 高温停止</u>	<u>格納容器内圧力 (S/C)</u>	①格納容器内圧力 (D/W)	<u>格納容器内圧力 (D/W) により推定する。</u>	②サブプレッション・チェンバ ン気体温度	<u>飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバン気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。</u>	③ [格納容器内圧力 (S/C)]	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>	
<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>主要パラメータ 要素</u>	<u>代替パラメータ</u>																								
	<u>要素</u>	<u>要素</u>	<u>推定方法</u>																							
	<u>格納容器内圧力 (D/W)</u>	①格納容器内圧力 (S/C)	<u>格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</u>																							
		②ドライウエル雰囲気温度	<u>飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。</u>																							
		③ [格納容器内圧力 (D/W)]	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>																							
<u>運 転 起 動 高温停止</u>	<u>格納容器内圧力 (S/C)</u>	①格納容器内圧力 (D/W)	<u>格納容器内圧力 (D/W) により推定する。</u>																							
		②サブプレッション・チェンバ ン気体温度	<u>飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバン気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。</u>																							
		③ [格納容器内圧力 (S/C)]	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>																							

変更前	変更後			備考
	8. 原子炉格納容器内の水位			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	運転 起動 高温停止	サプレッション・ チェンバ・プール 水位	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量 により、サプレッション・ チェンバ・プール水位を推 定する。	
②復水貯蔵槽水位 (SA) 水源である復水貯蔵槽水位 の変化により、サプレッシ ョン・チェンバ・プール水 位を推定する。なお、復水 貯蔵槽の補給状況も考慮し た上で注水量を推定する。				
③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C) 差圧によりサプレッシ ョン・チェンバ・プール水 位を推定する。				
④ [サプレッション・チェ ンバ・プール水位] 監視可能であればサプレ ッション・チェンバ・プール 水位 (常用計器) により、 水位を推定する。				
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器下部水位の1チャ ンネルが故障した場合は、 他チャンネルにより推定す る。	格納容器下部注水流量 (格納 容器下部注水流量) の注水量 により、格納容器下部水位 を推定する。	
②復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) 水源である復水貯蔵槽水位 の変化により、格納容器下 部水位を推定する。なお、 復水貯蔵槽の補給状況も考 慮した上で注水量を推定す る。		③復水貯蔵槽水位 (SA)		
③復水貯蔵槽水位 (SA)				

変更前	変更後			備考																																								
	<p>9. 原子炉格納容器内の水素濃度</p> <table border="1" data-bbox="1397 258 2564 772"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 258 1629 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 258 1866 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 258 2564 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 300 2223 342">要素</th> <th data-bbox="2223 300 2564 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 342 1629 562" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 342 1866 562" rowspan="2">格納容器内 水素濃度</td> <td data-bbox="1866 342 2223 489">①主要パラメータの他チャ ンネル</td> <td data-bbox="2223 342 2564 489">格納容器内水素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 489 2223 562">②格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="2223 489 2564 562">格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 562 1629 772" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1629 562 1866 772" rowspan="2">格納容器内 水素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="1866 562 2223 709">①主要パラメータの他チャ ンネル</td> <td data-bbox="2223 562 2564 709">格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルによ り推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 709 2223 772">②格納容器内水素濃度</td> <td data-bbox="2223 709 2564 772">格納容器内水素濃度により 推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>10. 原子炉格納容器内の放射線量率</p> <table border="1" data-bbox="1397 842 2564 1566"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 842 1629 926">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 842 1866 926">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 842 2564 884">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 884 2223 926">要素</th> <th data-bbox="2223 884 2564 926">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 926 1629 1293" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 926 1866 1073" rowspan="2">格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)</td> <td data-bbox="1866 926 2223 1073">①主要パラメータの他チャ ンネル</td> <td data-bbox="2223 926 2564 1073">格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1073 2223 1293">② [エリア放射線モニタ]</td> <td data-bbox="2223 1073 2564 1293">監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1293 1629 1566" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1629 1293 1866 1440" rowspan="2">格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)</td> <td data-bbox="1866 1293 2223 1440">①主要パラメータの他チャ ンネル</td> <td data-bbox="2223 1293 2564 1440">格納容器内雰囲気放射線レ ベル (S/C) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1440 2223 1566">② [エリア放射線モニタ]</td> <td data-bbox="2223 1440 2564 1566">監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止	格納容器内 水素濃度	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内水素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。	②格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。		格納容器内 水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルによ り推定する。	②格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度により 推定する。	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。		格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (S/C) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																										
		要素	推定方法																																									
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 水素濃度	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内水素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。																																									
		②格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。																																									
	格納容器内 水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルによ り推定する。																																									
		②格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度により 推定する。																																									
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																										
		要素	推定方法																																									
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。																																									
		② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。																																									
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャ ンネル	格納容器内雰囲気放射線レ ベル (S/C) の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。																																									
		② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア 放射線モニタ (有効監視パ ラメータ) の指示値を用い て、原子炉格納容器内の放 射線量率を推定する。																																									

変更前	変更後			備考
	11. 未臨界の維持又は監視			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。
			③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
			③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
		[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。
			②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。
	※8：計数領域の場合に適用する。			
	※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。			

変更前	変更後			備考																								
	<p>12. 最終ヒートシンクの確保 (1) 代替循環冷却系</p> <table border="1" data-bbox="1389 289 2561 1119"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 289 1644 380">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1644 289 1893 380">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1893 289 2561 331">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1893 331 2226 380">要素</th> <th data-bbox="2226 331 2561 380">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 380 1644 695" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1644 380 1893 695" rowspan="2">サプレッション・ チェンバ・プール 水温度</td> <td data-bbox="1893 380 2226 558">①主要パラメータの他チ ャンネル</td> <td data-bbox="2226 380 2561 558">サプレッション・チェン バ・プール水温度の1チャ ンネルが故障した場合は、 他チャンネルにより推定 する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1893 558 2226 695">②サプレッション・チェン バ気体温度</td> <td data-bbox="2226 558 2561 695">サプレッション・チェンバ 気体温度によりサプレッ ション・チェンバ・プール 水温度を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 695 1644 842"></td> <td data-bbox="1644 695 1893 842">復水補給水系温度 (代替循環冷却)</td> <td data-bbox="1893 695 2226 842">①サプレッション・チェン バ・プール水温度</td> <td data-bbox="2226 695 2561 842">熱交換器ユニットの熱交 換量評価からサプレッシ ョン・チェンバ・プール水 温度により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 842 1644 1119" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1644 842 1893 1119" rowspan="2">復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)</td> <td data-bbox="1893 842 2226 978">①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)</td> <td data-bbox="2226 842 2561 978">注水先の原子炉水位の水 位変化により復水補給水 系流量 (RHR A系代替注水 流量) を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1893 978 2226 1119">②原子炉压力容器温度</td> <td data-bbox="2226 978 2561 1119">原子炉压力容器温度によ り最終ヒートシンクが確 保されていることを推定 する。</td> </tr> </tbody> </table>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止	サプレッション・ チェンバ・プール 水温度	①主要パラメータの他チ ャンネル	サプレッション・チェン バ・プール水温度の1チャ ンネルが故障した場合は、 他チャンネルにより推定 する。	②サプレッション・チェン バ気体温度	サプレッション・チェンバ 気体温度によりサプレッ ション・チェンバ・プール 水温度を推定する。		復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①サプレッション・チェン バ・プール水温度	熱交換器ユニットの熱交 換量評価からサプレッシ ョン・チェンバ・プール水 温度により推定する。		復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水 位変化により復水補給水 系流量 (RHR A系代替注水 流量) を推定する。	②原子炉压力容器温度	原子炉压力容器温度によ り最終ヒートシンクが確 保されていることを推定 する。	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																										
		要素	推定方法																									
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・ チェンバ・プール 水温度	①主要パラメータの他チ ャンネル	サプレッション・チェン バ・プール水温度の1チャ ンネルが故障した場合は、 他チャンネルにより推定 する。																									
		②サプレッション・チェン バ気体温度	サプレッション・チェンバ 気体温度によりサプレッ ション・チェンバ・プール 水温度を推定する。																									
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①サプレッション・チェン バ・プール水温度	熱交換器ユニットの熱交 換量評価からサプレッシ ョン・チェンバ・プール水 温度により推定する。																									
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水 位変化により復水補給水 系流量 (RHR A系代替注水 流量) を推定する。																									
		②原子炉压力容器温度	原子炉压力容器温度によ り最終ヒートシンクが確 保されていることを推定 する。																									



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後			備考
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	運 転 起 動 高温停止	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	①復水補給水系流量 (RHR A 系 代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容 器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッション・チェン バ・プール水位	復水移送ポンプの注 水特性から推定した 総流量より、原子炉格 納容器側への注水量 を推定する。
		復水補給水系流量 (格納容器下部注 水流量)	②サブプレッション・チェン バ・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ 気体温度	サブプレッション・チェ ンバ・プール水温度、 ドライウエル雰囲気 温度、サブプレッショ ン・チェンバ気体温度 により、最終ヒートシ ンクが確保されてい ることを推定する。
		復水補給水系流量 (格納容器下部注 水流量)	①復水補給水系流量 (RHR B 系 代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッション・チェン バ・プール水位	復水移送ポンプの注 水特性から推定した 総流量より、原子炉格 納容器下部への注水 量を推定する。
			②格納容器下部水位	注水先の格納容器下 部水位の変化により 復水補給水系流量 (格 納容器下部注水流量) を推定する。

変更前	変更後			備考
	(2) 格納容器圧力逃がし装置			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	推定方法
		フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口 圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口 放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
運 転 起 動 高温停止		フィルタ装置水素 濃度	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
		フィルタ装置金属 フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置 スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。

変更前	変更後			備考																																		
	<p>(3) 耐圧強化ベント系</p> <table border="1" data-bbox="1397 258 2561 663"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 258 1632 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1632 258 1896 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1896 258 2561 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1896 300 2228 342">要素</th> <th data-bbox="2228 300 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 342 1632 489">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1632 342 1896 489">耐圧強化ベント系 放射線モニタ</td> <td data-bbox="1896 342 2228 489">①主要パラメータの他チ ヤネル</td> <td data-bbox="2228 342 2561 489">耐圧強化ベント系放射線 モニタの1チャンネルが 故障した場合は、他チ ヤネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 489 1632 663">高温停止</td> <td data-bbox="1632 489 1896 663">フィルタ装置 水素濃度</td> <td data-bbox="1896 489 2228 663">①格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="2228 489 2561 663">原子炉格納容器内の水素 ガスが耐圧強化ベント系 の配管内を通過すること から、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 残留熱除去系</p> <table border="1" data-bbox="1397 730 2561 1430"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 730 1632 814">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1632 730 1896 814">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1896 730 2561 772">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1896 772 2228 814">要素</th> <th data-bbox="2228 772 2561 814">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 814 1632 1430" rowspan="3">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※10</td> <td data-bbox="1632 814 1896 993">残留熱除去系熱交 換器入口温度</td> <td data-bbox="1896 814 2228 993">①原子炉压力容器温度 ①サプレッション・チェン バ・プール水温度</td> <td data-bbox="2228 814 2561 993">原子炉压力容器温度、サブ レッション・チェンバ・プ ール水温度により、最終ヒ ートシンクが確保されて いることを推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1632 993 1896 1293">残留熱除去系 熱交換器出口温度</td> <td data-bbox="1896 993 2228 1293">①残留熱除去系熱交換器 入口温度  ②原子炉補機冷却水系系 統流量 ②残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量</td> <td data-bbox="2228 993 2561 1293">熱交換器ユニットの熱交 換量評価から推定する。  原子炉補機冷却水系系統 流量、残留熱除去系熱交換 器入口冷却水流量により、 最終ヒートシンクが確保 されていることを推定す る。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1632 1293 1896 1430">残留熱除去系 系統流量</td> <td data-bbox="1896 1293 2228 1430">①残留熱除去系ポンプ吐 出圧力</td> <td data-bbox="2228 1293 2561 1430">残留熱除去系ポンプの注 水特性を用いて、残留熱除 去系系統流量が確保され ていることを推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他チ ヤネル	耐圧強化ベント系放射線 モニタの1チャンネルが 故障した場合は、他チ ヤネルにより推定する。	高温停止	フィルタ装置 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素 ガスが耐圧強化ベント系 の配管内を通過すること から、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※10	残留熱除去系熱交 換器入口温度	①原子炉压力容器温度 ①サプレッション・チェン バ・プール水温度	原子炉压力容器温度、サブ レッション・チェンバ・プ ール水温度により、最終ヒ ートシンクが確保されて いることを推定する。	残留熱除去系 熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器 入口温度  ②原子炉補機冷却水系系 統流量 ②残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	熱交換器ユニットの熱交 換量評価から推定する。  原子炉補機冷却水系系統 流量、残留熱除去系熱交換 器入口冷却水流量により、 最終ヒートシンクが確保 されていることを推定す る。	残留熱除去系 系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐 出圧力	残留熱除去系ポンプの注 水特性を用いて、残留熱除 去系系統流量が確保され ていることを推定する。	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																				
		要素	推定方法																																			
運 転 起 動	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他チ ヤネル	耐圧強化ベント系放射線 モニタの1チャンネルが 故障した場合は、他チ ヤネルにより推定する。																																			
高温停止	フィルタ装置 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素 ガスが耐圧強化ベント系 の配管内を通過すること から、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。																																			
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																				
		要素	推定方法																																			
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※10	残留熱除去系熱交 換器入口温度	①原子炉压力容器温度 ①サプレッション・チェン バ・プール水温度	原子炉压力容器温度、サブ レッション・チェンバ・プ ール水温度により、最終ヒ ートシンクが確保されて いることを推定する。																																			
	残留熱除去系 熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器 入口温度  ②原子炉補機冷却水系系 統流量 ②残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	熱交換器ユニットの熱交 換量評価から推定する。  原子炉補機冷却水系系統 流量、残留熱除去系熱交換 器入口冷却水流量により、 最終ヒートシンクが確保 されていることを推定す る。																																			
	残留熱除去系 系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐 出圧力	残留熱除去系ポンプの注 水特性を用いて、残留熱除 去系系統流量が確保され ていることを推定する。																																			

変更前

変更後

備考

13. 格納容器バイパスの監視  
(1) 原子炉圧力容器内の状態

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高 温 停 止	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

変更前	変更後			備考																																										
	<p>(2) 原子炉格納容器内の状態</p> <table border="1" data-bbox="1391 254 2561 945"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 254 1629 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 254 1866 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 254 2561 296">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 296 2196 342">要素</th> <th data-bbox="2196 296 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 342 1629 630" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 342 1866 630" rowspan="2">ドライウエル 雰囲気温度</td> <td data-bbox="1866 342 2196 485">①主要パラメータの他チャンネル</td> <td data-bbox="2196 342 2561 485">ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 485 2196 630">②格納容器内圧力 (D/W)</td> <td data-bbox="2196 485 2561 630">飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 630 1629 945" rowspan="3">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 630 1866 945" rowspan="3">格納容器内 圧力 (D/W)</td> <td data-bbox="1866 630 2196 699">①格納容器内圧力 (S/C)</td> <td data-bbox="2196 630 2561 699">格納容器内圧力 (S/C) により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 699 2196 842">②ドライウエル雰囲気温度</td> <td data-bbox="2196 699 2561 842">飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 842 2196 945">③ [格納容器圧力 (D/W)]</td> <td data-bbox="2196 842 2561 945">監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 原子炉建屋内の状態</p> <table border="1" data-bbox="1391 1014 2561 1598"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1014 1629 1102">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 1014 1866 1102">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 1014 2561 1056">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 1056 2196 1102">要素</th> <th data-bbox="2196 1056 2561 1102">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1102 1629 1350" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 1102 1866 1350" rowspan="2">高压炉心注水系 ポンプ吐出圧力</td> <td data-bbox="1866 1102 2196 1205">①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)</td> <td data-bbox="2196 1102 2561 1205">原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1205 2196 1350">② [エリア放射線モニタ]</td> <td data-bbox="2196 1205 2561 1350">エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1350 1629 1598" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 1350 1866 1598" rowspan="2">残留熱除去系 ポンプ吐出圧力</td> <td data-bbox="1866 1350 2196 1453">①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)</td> <td data-bbox="2196 1350 2561 1453">原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1453 2196 1598">② [エリア放射線モニタ]</td> <td data-bbox="2196 1453 2561 1598">エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。	運 転 起 動 高温停止	格納容器内 圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。	②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。	③ [格納容器圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止	高压炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。	② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。	運 転 起 動 高温停止	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。	② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																												
		要素	推定方法																																											
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。																																											
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。																																											
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。																																											
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。																																											
		③ [格納容器圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。																																											
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																																												
		要素	推定方法																																											
運 転 起 動 高温停止	高压炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。																																											
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。																																											
運 転 起 動 高温停止	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。																																											
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。																																											

変更前	変更後			備考																
	<p>14. 水源の確保</p> <table border="1" data-bbox="1391 258 2561 1220"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 258 1632 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1632 258 1866 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 258 2561 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td>要素</td> <th data-bbox="1866 300 2234 342">要素</th> <th data-bbox="2234 300 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 342 1632 1220" rowspan="3"> <u>運 転</u>  <u>起 動</u>  <u>高温停止</u>  <u>冷温停止</u>  <u>燃料交換</u><sup>※11</sup> </td> <td data-bbox="1632 342 1866 1220" rowspan="3"> <u>復水貯蔵槽水位</u>  <u>(SA)</u> </td> <td data-bbox="1866 342 2234 695"> <u>① 高压代替注水系系統流量</u>  <u>① 復水補給水系流量 (RHR A</u>  <u>系代替注水流量)</u>  <u>① 復水補給水系流量 (RHR B</u>  <u>系代替注水流量)</u>  <u>① 原子炉隔離時冷却系系統流</u>  <u>量</u>  <u>① 高压炉心注水系系統流量</u>  <u>① 復水補給水系流量 (格納容</u>  <u>器下部注水流量)</u> </td> <td data-bbox="2234 342 2561 695"> <u>復水貯蔵槽を水源とする</u>  <u>ポンプの注水量から、復</u>  <u>水貯蔵槽水位 (SA) を推</u>  <u>定する。なお、復水貯蔵</u>  <u>槽の補給状況も考慮した</u>  <u>上で水位を推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 695 2234 1115"> <u>② 原子炉水位 (広帯域)</u>  <u>② 原子炉水位 (燃料域)</u>  <u>② 原子炉水位 (SA)</u>  <u>② 復水移送ポンプ吐出圧力</u> </td> <td data-bbox="2234 695 2561 1115"> <u>注水先の原子炉水位の水</u>  <u>位変化により復水貯蔵槽</u>  <u>水位 (SA) を推定する。</u>  <u>なお、復水貯蔵槽の補給</u>  <u>状況も考慮した上で水位</u>  <u>を推定する。</u>  <u>復水移送ポンプが正常に</u>  <u>動作していることを把握</u>  <u>することにより、水源で</u>  <u>ある復水貯蔵槽水位が確</u>  <u>保されていることを推定</u>  <u>する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1115 2234 1220"> <u>③ 「復水貯蔵槽水位」</u> </td> <td data-bbox="2234 1115 2561 1220"> <u>監視可能であれば復水貯</u>  <u>蔵槽水位 (常用計器) に</u>  <u>より、水位を推定する。</u> </td> </tr> </tbody> </table>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ			要素	要素	推定方法	<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u> <sup>※11</sup>	<u>復水貯蔵槽水位</u> <u>(SA)</u>	<u>① 高压代替注水系系統流量</u> <u>① 復水補給水系流量 (RHR A</u> <u>系代替注水流量)</u> <u>① 復水補給水系流量 (RHR B</u> <u>系代替注水流量)</u> <u>① 原子炉隔離時冷却系系統流</u> <u>量</u> <u>① 高压炉心注水系系統流量</u> <u>① 復水補給水系流量 (格納容</u> <u>器下部注水流量)</u>	<u>復水貯蔵槽を水源とする</u> <u>ポンプの注水量から、復</u> <u>水貯蔵槽水位 (SA) を推</u> <u>定する。なお、復水貯蔵</u> <u>槽の補給状況も考慮した</u> <u>上で水位を推定する。</u>	<u>② 原子炉水位 (広帯域)</u> <u>② 原子炉水位 (燃料域)</u> <u>② 原子炉水位 (SA)</u> <u>② 復水移送ポンプ吐出圧力</u>	<u>注水先の原子炉水位の水</u> <u>位変化により復水貯蔵槽</u> <u>水位 (SA) を推定する。</u> <u>なお、復水貯蔵槽の補給</u> <u>状況も考慮した上で水位</u> <u>を推定する。</u> <u>復水移送ポンプが正常に</u> <u>動作していることを把握</u> <u>することにより、水源で</u> <u>ある復水貯蔵槽水位が確</u> <u>保されていることを推定</u> <u>する。</u>	<u>③ 「復水貯蔵槽水位」</u>	<u>監視可能であれば復水貯</u> <u>蔵槽水位 (常用計器) に</u> <u>より、水位を推定する。</u>	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																		
	要素	要素	推定方法																	
<u>運 転</u> <u>起 動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u> <sup>※11</sup>	<u>復水貯蔵槽水位</u> <u>(SA)</u>	<u>① 高压代替注水系系統流量</u> <u>① 復水補給水系流量 (RHR A</u> <u>系代替注水流量)</u> <u>① 復水補給水系流量 (RHR B</u> <u>系代替注水流量)</u> <u>① 原子炉隔離時冷却系系統流</u> <u>量</u> <u>① 高压炉心注水系系統流量</u> <u>① 復水補給水系流量 (格納容</u> <u>器下部注水流量)</u>	<u>復水貯蔵槽を水源とする</u> <u>ポンプの注水量から、復</u> <u>水貯蔵槽水位 (SA) を推</u> <u>定する。なお、復水貯蔵</u> <u>槽の補給状況も考慮した</u> <u>上で水位を推定する。</u>																	
		<u>② 原子炉水位 (広帯域)</u> <u>② 原子炉水位 (燃料域)</u> <u>② 原子炉水位 (SA)</u> <u>② 復水移送ポンプ吐出圧力</u>	<u>注水先の原子炉水位の水</u> <u>位変化により復水貯蔵槽</u> <u>水位 (SA) を推定する。</u> <u>なお、復水貯蔵槽の補給</u> <u>状況も考慮した上で水位</u> <u>を推定する。</u> <u>復水移送ポンプが正常に</u> <u>動作していることを把握</u> <u>することにより、水源で</u> <u>ある復水貯蔵槽水位が確</u> <u>保されていることを推定</u> <u>する。</u>																	
		<u>③ 「復水貯蔵槽水位」</u>	<u>監視可能であれば復水貯</u> <u>蔵槽水位 (常用計器) に</u> <u>より、水位を推定する。</u>																	
<p>※11: 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p>																				

変更前

変更後

備考

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	サブプレッション・ チェンバ・プール 水位	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量	サブプレッション・チェンバ の水位容量曲線を用いて、 原子炉格納容器へ注水する 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時 間より算出した注水量から 推定する。 また、サブプレッション・チ ェンバの水位容量曲線を用 いて、サブプレッション・チ ェンバ・プール水から原子 炉圧力容器へ注水する復水 補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量) 又は残留熱除 去系系統流量と経過時間よ り算出した注水量から推定 する。
		②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	復水移送ポンプ、残留熱除 去系ポンプが正常に動作し ていることを把握すること により、水源であるサブプレ ッション・チェンバ・プー ル水位が確保されているこ とを推定する。
		③ [サブプレッション・チェ ンバ・プール水位]	監視可能であればサブプレ ッション・チェンバ・プー ル水位 (常用計器) により、 水位を推定する。

15. 原子炉建屋内の水素濃度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※12	原子炉建屋 水素濃度※13	①主要パラメータの他チャ ンネル	原子炉建屋水素濃度の1チ ャネルが故障した場 合は、他チャンネルにより推 定する。
		①静的触媒式水素 再結合器動作監視装置※14	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式 水素再結合器入口/出口の 差温度により水素濃度を推 定) により推定する。

※12：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。

※13：「6.6-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める。

※14：1チャンネルとは1個の静的触媒式水素再結合器の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合器監視装置をいう。

変更前	変更後			備考																		
	<p>16. 原子炉格納容器内の酸素濃度</p> <table border="1" data-bbox="1391 258 2561 942"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 258 1629 342">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 258 1866 342">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 258 2561 300">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 300 2208 342">要素</th> <th data-bbox="2208 300 2561 342">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 342 1629 942" rowspan="4"> <p>運 転 起 動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1629 342 1866 942" rowspan="4"> <p>格納容器内 酸素濃度</p> </td> <td data-bbox="1866 342 2208 480"> <p>①主要パラメータの他チャ ンネル</p> </td> <td data-bbox="2208 342 2561 480"> <p>格納容器内酸素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 480 2208 554"> <p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)</p> </td> <td data-bbox="2208 480 2561 554"> <p>格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) 又は格納容器内</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 554 2208 627"> <p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)</p> </td> <td data-bbox="2208 554 2561 627"> <p>雰囲気放射線レベル (S/C)</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 627 2208 701"> <p>②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)</p> </td> <td data-bbox="2208 627 2561 942"> <p>にて炉心損傷を判断した 後、初期酸素濃度と保守的 なG値を入力とした評価結 果(解析結果)により格納 容器内酸素濃度を推定す る。 事故後の原子炉格納容器内 への空気(酸素)の流入有 無を把握し、水素燃焼の可 能性を推定する。</p> </td> </tr> </tbody> </table>			適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ				要素	推定方法	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>格納容器内 酸素濃度</p>	<p>①主要パラメータの他チャ ンネル</p>	<p>格納容器内酸素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。</p>	<p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)</p>	<p>格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) 又は格納容器内</p>	<p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)</p>	<p>雰囲気放射線レベル (S/C)</p>	<p>②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)</p>	<p>にて炉心損傷を判断した 後、初期酸素濃度と保守的 なG値を入力とした評価結 果(解析結果)により格納 容器内酸素濃度を推定す る。 事故後の原子炉格納容器内 への空気(酸素)の流入有 無を把握し、水素燃焼の可 能性を推定する。</p>	
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ																				
		要素	推定方法																			
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>格納容器内 酸素濃度</p>	<p>①主要パラメータの他チャ ンネル</p>	<p>格納容器内酸素濃度の1チ ャンネルが故障した場合 は、他チャンネルにより推 定する。</p>																			
		<p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)</p>	<p>格納容器内雰囲気放射線レ ベル (D/W) 又は格納容器内</p>																			
		<p>②格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)</p>	<p>雰囲気放射線レベル (S/C)</p>																			
		<p>②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)</p>	<p>にて炉心損傷を判断した 後、初期酸素濃度と保守的 なG値を入力とした評価結 果(解析結果)により格納 容器内酸素濃度を推定す る。 事故後の原子炉格納容器内 への空気(酸素)の流入有 無を把握し、水素燃焼の可 能性を推定する。</p>																			



変更前	変更後			備考
	17. 使用済燃料プールの監視 <sup>※15</sup>			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
		要素	要素 推定方法	
	使用済燃料貯蔵 プール水位・ 温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。	
②使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。		
③使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ		使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料貯蔵 プール水位・ 温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する。	
②使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。		
③使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ		使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料貯蔵プ ール放射線モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), (SA) にて水位を測定した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。	
①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)		使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料貯蔵プ ール監視カメラ (使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ 用空冷装置を含 む)	①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), (SA) にて水位を測定した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。	
①使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて、使用済燃料プールの状態を推定する。		
①使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。		
	※15: 「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。			

変更前	変更後	備考																																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 258 2558 436"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. チャンネル校正を実施する。</td> <td>定検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1391 506 2558 1428"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</td> <td>A 1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</td> <td>B 1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び B 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合</td> <td>C 1. 当直長は、当該機能の主要パラメータ又は代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 運転、起動又は高温停止において条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D 1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び D 2. 当直長は、冷温停止にする</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td>E. 冷温停止、燃料交換において条件A、B又はCの措置を完了時間以内に達成できない場合</td> <td>E 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM	条件	要求される措置	完了時間	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A 1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。	速やかに	及び A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに	及び A 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B 1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。	速やかに	及び B 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに	及び B 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	30日間	C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C 1. 当直長は、当該機能の主要パラメータ又は代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間	D. 運転、起動又は高温停止において条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	及び D 2. 当直長は、冷温停止にする	36時間	E. 冷温停止、燃料交換において条件A、B又はCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	
項目	頻度	担当																																					
1. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																					
2. チャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																					
条件	要求される措置	完了時間																																					
A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A 1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。	速やかに																																					
	及び A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに																																					
	及び A 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																					
B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B 1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。	速やかに																																					
	及び B 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに																																					
	及び B 3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	30日間																																					
C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C 1. 当直長は、当該機能の主要パラメータ又は代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間																																					
D. 運転、起動又は高温停止において条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																																					
	及び D 2. 当直長は、冷温停止にする	36時間																																					
E. 冷温停止、燃料交換において条件A、B又はCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに																																					

変 更 前	変 更 後	備 考																																												
<p>(なし)</p>	<p>6.6-1.3-2 補助パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2552 489"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1724 396">項 目</th> <th data-bbox="1724 348 2552 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1724 489">補助パラメータ</td> <td data-bbox="1724 396 2552 489">補助パラメータが監視可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>1. 電源関係</p> <table border="1" data-bbox="1391 556 2561 1656"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 556 1629 678">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 556 2294 678">補助パラメータ</th> <th data-bbox="2294 556 2561 678">動作可能 であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="18" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>M/C C電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>M/C D電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>M/C E電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>P/C C-1電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>P/C D-1電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>P/C E-1電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>直流125V主母線盤A電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>直流125V主母線盤B電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>直流125V主母線盤C電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>非常用D/G発電機電圧</td> <td style="text-align: center;">1※2</td> </tr> <tr><td>非常用D/G発電機周波数</td> <td style="text-align: center;">1※2</td> </tr> <tr><td>非常用D/G発電機電力</td> <td style="text-align: center;">1※2</td> </tr> <tr><td>第一GTG発電機電圧</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>第一GTG発電機周波数</td> <td style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr><td>電源車電圧</td> <td style="text-align: center;">1※3</td> </tr> <tr><td>電源車周波数</td> <td style="text-align: center;">1※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：監視対象の系統本体が動作可能であることを要求されない場合を除く。          ※2：非常用ディーゼル発電機1系列あたり。          ※3：電源車1台あたり。</p>	項 目	運転上の制限	補助パラメータ	補助パラメータが監視可能であること※1	適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	M/C C電圧	1	M/C D電圧	1	M/C E電圧	1	P/C C-1電圧	1	P/C D-1電圧	1	P/C E-1電圧	1	直流125V主母線盤A電圧	1	直流125V主母線盤B電圧	1	直流125V主母線盤C電圧	1	直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	1	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	非常用D/G発電機電圧	1※2	非常用D/G発電機周波数	1※2	非常用D/G発電機電力	1※2	第一GTG発電機電圧	1	第一GTG発電機周波数	1	電源車電圧	1※3	電源車周波数	1※3	
項 目	運転上の制限																																													
補助パラメータ	補助パラメータが監視可能であること※1																																													
適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数																																												
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	M/C C電圧	1																																												
	M/C D電圧	1																																												
	M/C E電圧	1																																												
	P/C C-1電圧	1																																												
	P/C D-1電圧	1																																												
	P/C E-1電圧	1																																												
	直流125V主母線盤A電圧	1																																												
	直流125V主母線盤B電圧	1																																												
	直流125V主母線盤C電圧	1																																												
	直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	1																																												
	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1																																												
	非常用D/G発電機電圧	1※2																																												
	非常用D/G発電機周波数	1※2																																												
	非常用D/G発電機電力	1※2																																												
	第一GTG発電機電圧	1																																												
	第一GTG発電機周波数	1																																												
	電源車電圧	1※3																																												
	電源車周波数	1※3																																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																
	<p>2. その他</p> <table border="1" data-bbox="1391 262 2558 890"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 262 1629 384">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 262 2294 384">補助パラメータ</th> <th data-bbox="2294 262 2558 384">動作可能 であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 384 1629 688" rowspan="4">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1629 384 2294 449">高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力</td> <td data-bbox="2294 384 2558 449">1※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 449 2294 514">高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力</td> <td data-bbox="2294 449 2558 514">1※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 514 2294 579">格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク水位</td> <td data-bbox="2294 514 2558 579">4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 579 2294 688">格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力</td> <td data-bbox="2294 579 2558 688">1※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 688 1629 890" rowspan="2">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1629 688 2294 753">RCWサージタンク水位</td> <td data-bbox="2294 688 2558 753">1※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 753 2294 890">原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度</td> <td data-bbox="2294 753 2558 890">1※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：高圧窒素ガス供給系1系列あたり。                  ※5：遠隔空気駆動弁操作用ポンベ1本あたり。                  ※6：原子炉補機冷却水系1系列あたり。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1089 2558 1570"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1089 2027 1144">項 目</th> <th data-bbox="2027 1089 2294 1144">頻 度</th> <th data-bbox="2294 1089 2558 1144">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1144 2027 1251">1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を<u>確認する。</u></td> <td data-bbox="2027 1144 2294 1251">定検停止時</td> <td data-bbox="2294 1144 2558 1251">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1251 2027 1358">2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="2027 1251 2294 1358">定検停止時</td> <td data-bbox="2294 1251 2558 1358">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1358 2027 1465">3. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="2027 1358 2294 1465">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2294 1358 2558 1465">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1465 2027 1570">4. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数）を監視する計器が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="2027 1465 2294 1570">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2294 1465 2558 1570">モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数	運 転 起 動 高温停止	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	1※4	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	1※4	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク水位	4	格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力	1※5	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	RCWサージタンク水位	1※6	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	1※6	項 目	頻 度	担 当	1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を <u>確認する。</u>	定検停止時	電気機器GM	2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM	3. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	4. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数）を監視する計器が健全であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数																																
運 転 起 動 高温停止	高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	1※4																																
	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	1※4																																
	格納容器圧力逃がし装置 ドレンタンク水位	4																																
	格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力	1※5																																
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	RCWサージタンク水位	1※6																																
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	1※6																																
項 目	頻 度	担 当																																
1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を <u>確認する。</u>	定検停止時	電気機器GM																																
2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。	定検停止時	計測制御GM																																
3. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																
4. 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数）を監視する計器が健全であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	<u>適用される 原子炉 の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. 補助パラメータが監視不能の場合	<u>A 1. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに   速やかに  30日間	
		B. 条件AのA1又はA2で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	3日間	
		C. 条件AのA3又は条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<u>C 1. 当直長は、高温停止にする。</u> 及び <u>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</u>	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 補助パラメータが監視不能の場合	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※7を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確にわかるような措置を講じる。</u>	速やかに  速やかに  速やかに	
	※7：代替計器等による監視をいう。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-1.3-3 可搬型計測器</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2552 516"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1798 396">項 目</th> <th data-bbox="1798 348 2552 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1798 516">可搬型計測器</td> <td data-bbox="1798 396 2552 516">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 558 2552 863"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 558 1650 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 558 2199 642">設 備</th> <th data-bbox="2199 558 2552 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 642 1650 863">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1650 642 2199 863">可搬型計測器</td> <td data-bbox="2199 642 2552 863">2.3個</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 942 2496 1194"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 942 2036 991">項 目</th> <th data-bbox="2036 942 2267 991">頻 度</th> <th data-bbox="2267 942 2496 991">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 991 2036 1094">1. 所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2036 991 2267 1094">1年に1回</td> <td data-bbox="2267 991 2496 1094">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1094 2036 1194">2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2036 1094 2267 1194">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2267 1094 2496 1194">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	可搬型計測器	所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型計測器	2.3個	項 目	頻 度	担 当	1. 所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。	1年に1回	計測制御GM	2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	
項 目	運転上の制限																				
可搬型計測器	所要数が動作可能であること																				
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																			
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型計測器	2.3個																			
項 目	頻 度	担 当																			
1. 所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。	1年に1回	計測制御GM																			
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考															
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1584 390">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1584 268 1857 390">条件</th> <th data-bbox="1857 268 2398 390">要求される措置</th> <th data-bbox="2398 268 2552 390">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 390 1584 793" rowspan="2"> <u>運転 起動 高温停止</u> </td> <td data-bbox="1584 390 1857 632"> <u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u> </td> <td data-bbox="1857 390 2398 632"> <u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>  <u>又は</u>  <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。</u> </td> <td data-bbox="2398 390 2552 632"> <u>30日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1584 632 1857 793"> <u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1857 632 2398 793"> <u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u>  <u>及び</u>  <u>B 2. 当直長は、低温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="2398 632 2552 793"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 793 1584 1035"> <u>低温停止 燃料交換</u> </td> <td data-bbox="1584 793 1857 1035"> <u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u> </td> <td data-bbox="1857 793 2398 1035"> <u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>  <u>及び</u>  <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> </td> <td data-bbox="2398 793 2552 1035"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：代替品の補充等をいう。</p> <p>※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<u>運転 起動 高温停止</u>	<u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>又は</u> <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。</u>	<u>30日間</u>	<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> <u>及び</u> <u>B 2. 当直長は、低温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	<u>低温停止 燃料交換</u>	<u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間														
<u>運転 起動 高温停止</u>	<u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> <u>又は</u> <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する※2。</u>	<u>30日間</u>														
	<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B 1. 当直長は、高温停止にする。</u> <u>及び</u> <u>B 2. 当直長は、低温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>														
<u>低温停止 燃料交換</u>	<u>A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>及び</u> <u>A 2. 当直長は、代替措置※1を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																	
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>6.6-1.3-4 パラメータ記録</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 348 2549 489"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 348 1703 396">項目</th> <th data-bbox="1703 348 2549 396">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 396 1703 489"><u>パラメータ記録</u></td> <td data-bbox="1703 396 2549 489"><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 869"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 527 1629 611">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1629 527 2350 611">設備</th> <th data-bbox="2350 527 2549 611">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 611 1629 869" rowspan="3"> <u>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u> </td> <td data-bbox="1629 611 1875 695"></td> <td data-bbox="1875 611 2350 695"><u>データ伝送装置</u></td> <td data-bbox="2350 611 2549 695">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 695 1875 779"> <u>安全パラメータ表 示システム (SPDS)</u> </td> <td data-bbox="1875 695 2350 779"> <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u> </td> <td data-bbox="2350 695 2549 779">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1629 779 1875 869"></td> <td data-bbox="1875 779 2350 869"> <u>SPDS 表示装置</u> </td> <td data-bbox="2350 779 2549 869">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 「<u>6.6-1.7-1 通信連絡設備</u>」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	<u>パラメータ記録</u>	<u>安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること</u>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	<u>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u>		<u>データ伝送装置</u>	※1	<u>安全パラメータ表 示システム (SPDS)</u>	<u>緊急時対策支援システム伝送装置</u>	※1		<u>SPDS 表示装置</u>	※1	
項目	運転上の制限																		
<u>パラメータ記録</u>	<u>安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること</u>																		
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																	
<u>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u>		<u>データ伝送装置</u>	※1																
	<u>安全パラメータ表 示システム (SPDS)</u>	<u>緊急時対策支援システム伝送装置</u>	※1																
		<u>SPDS 表示装置</u>	※1																



変 更 前	変 更 後	備 考																																	
(なし)	<p>表 6.6-1.4 運転員が中央制御室にとどまるための設備</p> <p>6.6-1.4-1 中央制御室の居住性確保</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1383 426 2561 732"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>被ばく 低減設備</td> <td>(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※<sup>1</sup> (2) 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系が動作可能であること※<sup>2</sup> (3) データ表示装置 (待避室), 中央制御室待避室遮蔽 (可搬型), 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>その他設備</td> <td>可搬型蓄電池内蔵型照明の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1383 774 2561 1423"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">運 転 起 動 高温停止</td> <td>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)</td> <td>2 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ブロウユニット)</td> <td>4 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ)</td> <td>180 本</td> </tr> <tr> <td>データ表示装置 (待避室)</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)</td> <td>1 式</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>差圧計</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>可搬型蓄電池内蔵型照明</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備 (常設)</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>無線連絡設備 (常設)</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 陽圧化に必要なバウンダリ※<sup>3</sup>, 弁, 配管, ダクト及びダンパを含む。また, ダクト及びダンパ等の故障により運転上の制限を満足しない場合は, 「第 5.7 条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2 : 陽圧化に必要なバウンダリ※<sup>3</sup>, 弁及び配管を含む。</p> <p>※3 : バウンダリが開放されていても, 陽圧化が可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。またハッチ, 扉の一時的な開放についても, 運転上の制限を満足しているとみなす。</p> <p>※4 : 「6.6-1.7-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5 : 「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	被ばく 低減設備	(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup> (3) データ表示装置 (待避室), 中央制御室待避室遮蔽 (可搬型), 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること	その他設備	可搬型蓄電池内蔵型照明の所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)	2 台	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ブロウユニット)	4 台	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ)	180 本	データ表示装置 (待避室)	1 台	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	1 式	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2 個	差圧計	2 個	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型蓄電池内蔵型照明	2 個	衛星電話設備 (常設)	※4	無線連絡設備 (常設)	※4	常設代替交流電源設備	※5	
項 目	運 転 上 の 制 限																																		
被ばく 低減設備	(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ) による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup> (3) データ表示装置 (待避室), 中央制御室待避室遮蔽 (可搬型), 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること																																		
その他設備	可搬型蓄電池内蔵型照明の所要数が動作可能であること																																		
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																																	
運 転 起 動 高温停止	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)	2 台																																	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ブロウユニット)	4 台																																	
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ)	180 本																																	
	データ表示装置 (待避室)	1 台																																	
	中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	1 式																																	
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2 個																																	
	差圧計	2 個																																	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型蓄電池内蔵型照明	2 個																																	
	衛星電話設備 (常設)	※4																																	
	無線連絡設備 (常設)	※4																																	
	常設代替交流電源設備	※5																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																							
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 275 2089 317">項目</th> <th data-bbox="2089 275 2300 317">頻度</th> <th data-bbox="2300 275 2510 317">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 317 2089 407">1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2089 317 2300 407">定検停止時</td> <td data-bbox="2300 317 2510 407">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 407 2089 533">2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 407 2300 533">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 407 2510 533">化学管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 533 2089 659">3. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し，動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 533 2300 659">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 533 2510 659">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 659 2089 785">4. MCR排気隔離ダンパ，MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。</td> <td data-bbox="2089 659 2300 785">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 659 2510 785">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 785 2089 911">5. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 785 2300 911">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 785 2510 911">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 911 2089 1016">6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い，使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 911 2300 1016">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 911 2510 1016">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1016 2089 1079">7. 差圧計が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 1016 2300 1079">定検停止時</td> <td data-bbox="2300 1016 2510 1079">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1079 2089 1205">8. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2089 1079 2300 1205">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 1079 2510 1205">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1205 2089 1331">9. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 1205 2300 1331">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 1205 2510 1331">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1331 2089 1394">10. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="2089 1331 2300 1394">定検停止時</td> <td data-bbox="2300 1331 2510 1394">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1394 2089 1499">11. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。</td> <td data-bbox="2089 1394 2300 1499">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 1394 2510 1499">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1499 2089 1625">12. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2089 1499 2300 1625">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2300 1499 2510 1625">放射線管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	3. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し，動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	4. MCR排気隔離ダンパ，MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	5. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い，使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	7. 差圧計が健全であることを確認する。	定検停止時	計測制御GM	8. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	当直長	9. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	10. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定検停止時	発電GM	11. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。	3ヶ月に1回	計測制御GM	12. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理GM	
項目	頻度	担当																																							
1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																							
2. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM																																							
3. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し，動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																							
4. MCR排気隔離ダンパ，MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																							
5. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																							
6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い，使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																							
7. 差圧計が健全であることを確認する。	定検停止時	計測制御GM																																							
8. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	当直長																																							
9. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																							
10. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定検停止時	発電GM																																							
11. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。	3ヶ月に1回	計測制御GM																																							
12. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理GM																																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. 中央制御室可搬型陽 圧化空調機による中 央制御室の加圧系が 動作不能の場合	A 1. 当直長は、6号炉及び7号炉の中央 制御室非常用換気空調系1系列を起 動し、動作可能であることを確認す るとともに、その他の設備 <sup>*6</sup> が動作 可能であることを確認する。	速やかに	
及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原 子炉主任技術者の確認を得て実施す る。			3日間		
及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状 態に復旧する。			10日間		
B. 中央制御室待避室陽圧 化装置（空気ポンペ） による中央制御室待避 室の加圧系が動作不能 の場合		B 1. 当直長は、6号炉及び7号炉の中央 制御室非常用換気空調系1系列を起 動し、動作可能であることを確認す るとともに、その他の設備 <sup>*6</sup> が動作 可能であることを確認する。	速やかに		
		及び B 2. 当直長は当該機能を補完する自主対 策設備 <sup>*8</sup> が動作可能であることを確 認する。	3日間		
		及び B 3. 当直長は、当該機能を動作可能な状 態に復旧する。	10日間		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置(待避室), 中央制御室待避室遮蔽(可搬型), 差圧計, 酸素濃度・二酸化炭素濃度計又は可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は, 代替措置 <sup>※7</sup> を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	10日間  10日間	
		D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は, 高温停止にする。 及び D 2. 当直長は, 冷温停止にする。	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は, 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は, 代替措置 <sup>※7</sup> を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに	
<p>※6: 残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい, 至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※7: 代替品の補充等をいう。</p>					
<p>※8: カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。(準備時間短縮の補完措置を含む)</p>					
<p>※9: 10日間以内に代替措置が完了した場合, 当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが, 10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																		
<p>(なし)</p>	<p>6.6-1.4-2 原子炉建屋ブローアウトパネル</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 346 2549 485"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋ブローアウトパネル※1</td> <td>燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 758"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運 転 起 動 高温停止</td> <td>燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置</td> <td>4台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：開放機能は、「第49条 原子炉建屋」で確認する。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 863 2549 1052"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。</td> <td>定検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1391 1125 2549 1623"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が健全でない場合</td> <td>A 1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルが閉止されていることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B 1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台	項 目	頻 度	担 当	1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	条 件	要求される措置	完了時間	A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が健全でない場合	A 1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルが閉止されていることを確認する。	速やかに	及び A 2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間	及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	
項 目	運転上の制限																																			
原子炉建屋ブローアウトパネル※1	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること																																			
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																																		
運 転 起 動 高温停止	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	4台																																		
項 目	頻 度	担 当																																		
1. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																		
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																		
条 件	要求される措置	完了時間																																		
A. 燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が健全でない場合	A 1. 当直長は、燃料取替床ブローアウトパネルが閉止されていることを確認する。	速やかに																																		
	及び A 2. 当直長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間																																		
	及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																																		
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																										
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表 6.6-1.5 監視測定設備</p> <p>6.6-1.5-1 監視測定設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2549 569"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 428 1774 478">項目</th> <th data-bbox="1774 428 2549 478">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 478 1774 569">監視測定設備</td> <td data-bbox="1774 478 2549 569">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 611 2549 1509"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 611 1626 690">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1626 611 2318 690">設備</th> <th data-bbox="2318 611 2549 690">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 690 1626 779" rowspan="9">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1626 690 2318 779">GM汚染サーベイメータ</td> <td data-bbox="2318 690 2549 779">2台<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 779 2318 867">NaIシンチレーションサーベイメータ</td> <td data-bbox="2318 779 2549 867">2台<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 867 2318 955">ZnSシンチレーションサーベイメータ</td> <td data-bbox="2318 867 2549 955">1台<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 955 2318 1043">電離箱サーベイメータ</td> <td data-bbox="2318 955 2549 1043">2台<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 1043 2318 1131">可搬型ダスト・よう素サンプラ</td> <td data-bbox="2318 1043 2549 1131">2台<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 1131 2318 1220">可搬型モニタリングポスト<sup>*2</sup></td> <td data-bbox="2318 1131 2549 1220">15台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 1220 2318 1308">モニタリングポスト用発電機</td> <td data-bbox="2318 1220 2549 1308">3台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 1308 2318 1396">可搬型気象観測装置<sup>*2</sup></td> <td data-bbox="2318 1308 2549 1396">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 1396 2318 1509">小型船舶（海上モニタリング用）</td> <td data-bbox="2318 1396 2549 1509">1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所あたりの合計所要数。</p> <p>※2：データ処理装置を含む。</p>	項目	運転上の制限	監視測定設備	所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>	NaIシンチレーションサーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>	ZnSシンチレーションサーベイメータ	1台 <sup>*1</sup>	電離箱サーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>	可搬型ダスト・よう素サンプラ	2台 <sup>*1</sup>	可搬型モニタリングポスト <sup>*2</sup>	15台	モニタリングポスト用発電機	3台	可搬型気象観測装置 <sup>*2</sup>	1台	小型船舶（海上モニタリング用）	1台	
項目	運転上の制限																											
監視測定設備	所要数が動作可能であること																											
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																										
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>																										
	NaIシンチレーションサーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>																										
	ZnSシンチレーションサーベイメータ	1台 <sup>*1</sup>																										
	電離箱サーベイメータ	2台 <sup>*1</sup>																										
	可搬型ダスト・よう素サンプラ	2台 <sup>*1</sup>																										
	可搬型モニタリングポスト <sup>*2</sup>	15台																										
	モニタリングポスト用発電機	3台																										
	可搬型気象観測装置 <sup>*2</sup>	1台																										
	小型船舶（海上モニタリング用）	1台																										

変更前	変更後	備考																																																						
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1409 262 2122 325">項目</th> <th data-bbox="2122 262 2315 325">頻度</th> <th data-bbox="2315 262 2528 325">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1409 325 2122 409">1. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 325 2315 409">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 325 2528 409">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 409 2122 493">2. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 409 2315 493">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 409 2528 493">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 493 2122 577">3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 493 2315 577">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 493 2528 577">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 577 2122 661">4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 577 2315 661">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 577 2528 661">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 661 2122 745">5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 661 2315 745">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 661 2528 745">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 745 2122 829">6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 745 2315 829">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 745 2528 829">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 829 2122 913">7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 829 2315 913">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 829 2528 913">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 913 2122 997">8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 913 2315 997">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 913 2528 997">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 997 2122 1081">9. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 997 2315 1081">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 997 2528 1081">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1081 2122 1165">10. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1081 2315 1165">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 1081 2528 1165">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1165 2122 1249">11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 1165 2315 1249">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 1165 2528 1249">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1249 2122 1333">12. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1249 2315 1333">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 1249 2528 1333">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1333 2122 1417">13. 所要数の小型船舶（海上モニタリング用）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1333 2315 1417">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 1333 2528 1417">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1417 2122 1501">14. 所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 1417 2315 1501">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 1417 2528 1501">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1501 2122 1585">15. 所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1501 2315 1585">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 1501 2528 1585">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1585 2122 1669">16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2122 1585 2315 1669">1年に1回</td> <td data-bbox="2315 1585 2528 1669">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1669 2122 1753">17. 所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1669 2315 1753">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2315 1669 2528 1753">放射線安全GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	2. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	9. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	10. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	12. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	13. 所要数の小型船舶（海上モニタリング用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	14. 所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	15. 所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	17. 所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	放射線安全GM	
項目	頻度	担当																																																						
1. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
2. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
7. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
8. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
9. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
10. 所要数のZnSシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
11. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
12. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
13. 所要数の小型船舶（海上モニタリング用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
14. 所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
15. 所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						
16. 所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																						
17. 所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	放射線安全GM																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考						
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1665 310">条 件</th> <th data-bbox="1665 268 2395 310">要求される措置</th> <th data-bbox="2395 268 2543 310">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 310 1665 510"> <u>A. 動作可能な監視測定設備が所要数を満足していない場合</u> </td> <td data-bbox="1665 310 2395 510"> <u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>                      及び  <u>A 2. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> </td> <td data-bbox="2395 310 2543 510"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：代替品の補充等をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<u>A. 動作可能な監視測定設備が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
条 件	要求される措置	完了時間						
<u>A. 動作可能な監視測定設備が所要数を満足していない場合</u>	<u>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び <u>A 2. 当直長は、代替措置※3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>						



変 更 前	変 更 後	備 考																																				
(なし)	<p>表 6 6 - 1 6 緊急時対策所</p> <p>6 6 - 1 6 - 1 緊急時対策所の居住性確保 (対策本部)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">被ばく 低減設備</td> <td>                     (1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作可能であること※<sup>1</sup>                      (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること                      (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※<sup>2</sup>                      (4) 差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 及び二酸化炭素濃度計 (対策本部) の所要数が動作可能であること                 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">その他設備</td> <td>可搬型エリアモニタ (対策本部) の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">適用される 原子炉の状態</th> <th style="text-align: center;">設 備</th> <th style="text-align: center;">所要数※<sup>3</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)</td> <td style="text-align: center;">150本</td> </tr> <tr> <td></td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機</td> <td style="text-align: center;">2台</td> </tr> <tr> <td></td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td></td> <td>差圧計 (対策本部)</td> <td style="text-align: center;">1個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>酸素濃度計 (対策本部)</td> <td style="text-align: center;">1個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>二酸化炭素濃度計 (対策本部)</td> <td style="text-align: center;">1個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型エリアモニタ (対策本部)</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型モニタリングポスト</td> <td style="text-align: center;">※<sup>4</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※<sup>1</sup> : 陽圧化に必要なバウンダリ, 弁及び配管を含む。                      ※<sup>2</sup> : 陽圧化に必要なバウンダリ及びダクトを含む。                      ※<sup>3</sup> : 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) あたりの合計所要数。                      ※<sup>4</sup> : 「6 6 - 1 5 - 1 監視測定設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	被ばく 低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup> (4) 差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 及び二酸化炭素濃度計 (対策本部) の所要数が動作可能であること	その他設備	可搬型エリアモニタ (対策本部) の所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数※ <sup>3</sup>	運 転 起 動 高温停止	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	150本		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	1台	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	2台		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	1台		差圧計 (対策本部)	1個		酸素濃度計 (対策本部)	1個		二酸化炭素濃度計 (対策本部)	1個		可搬型エリアモニタ (対策本部)	1台		可搬型モニタリングポスト	※ <sup>4</sup>	
項 目	運 転 上 の 制 限																																					
被ばく 低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置の所要数が動作可能であること (3) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup> (4) 差圧計 (対策本部), 酸素濃度計 (対策本部) 及び二酸化炭素濃度計 (対策本部) の所要数が動作可能であること																																					
その他設備	可搬型エリアモニタ (対策本部) の所要数が動作可能であること																																					
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数※ <sup>3</sup>																																				
運 転 起 動 高温停止	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	150本																																				
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	1台																																				
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	2台																																				
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	1台																																				
	差圧計 (対策本部)	1個																																				
	酸素濃度計 (対策本部)	1個																																				
	二酸化炭素濃度計 (対策本部)	1個																																				
	可搬型エリアモニタ (対策本部)	1台																																				
	可搬型モニタリングポスト	※ <sup>4</sup>																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																			
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 268 2145 304">項目</th> <th data-bbox="2145 268 2347 304">頻度</th> <th data-bbox="2347 268 2561 304">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 304 2145 394">1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 304 2347 394">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 304 2561 394">化学管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 394 2145 472">2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2145 394 2347 472">定検停止時</td> <td data-bbox="2347 394 2561 472">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 472 2145 550">3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 472 2347 550">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 472 2561 550">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 550 2145 627">4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2145 550 2347 627">定検停止時</td> <td data-bbox="2347 550 2561 627">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 627 2145 705">5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 627 2347 705">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 627 2561 705">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 705 2145 837">6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 705 2347 837">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 705 2561 837">5号炉当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 837 2145 915">7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 837 2347 915">定検停止時</td> <td data-bbox="2347 837 2561 915">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 915 2145 1047">8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2145 915 2347 1047">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 915 2561 1047">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1047 2145 1125">9. 可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2145 1047 2347 1125">1年に1回</td> <td data-bbox="2347 1047 2561 1125">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1125 2145 1203">10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1125 2347 1203">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1125 2561 1203">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1203 2145 1281">11. 酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="2145 1203 2347 1281">1年に1回</td> <td data-bbox="2347 1203 2561 1281">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1281 2145 1358">12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1281 2347 1358">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1281 2561 1358">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1358 2145 1436">13. 二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="2145 1358 2347 1436">1年に1回</td> <td data-bbox="2347 1358 2561 1436">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1436 2145 1514">14. 二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1436 2347 1514">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1436 2561 1514">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1514 2145 1591">15. 差圧計（対策本部）が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="2145 1514 2347 1591">1年に1回</td> <td data-bbox="2347 1514 2561 1591">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1591 2145 1669">16. 差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2145 1591 2347 1669">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2347 1591 2561 1669">計測制御GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM	3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM	5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長	7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。	定検停止時	原子炉GM	8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	原子炉GM	9. 可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	11. 酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	13. 二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	14. 二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	15. 差圧計（対策本部）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM	16. 差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM	
項目	頻度	担当																																																			
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM																																																			
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																																			
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																																			
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定検停止時	原子炉GM																																																			
5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																																			
6. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長																																																			
7. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。	定検停止時	原子炉GM																																																			
8. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	原子炉GM																																																			
9. 可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																																			
10. 可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																																			
11. 酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																																			
12. 酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																																			
13. 二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																																			
14. 二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																																			
15. 差圧計（対策本部）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM																																																			
16. 差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																					
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">適用される 原子炉 の状態</th> <th style="text-align: center;">条 件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td>A. <u>動作可能な可搬型エリアモニタ (対策本部) が所要数を満足していない場合</u></td> <td>A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び A 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></td> <td style="text-align: center;"><u>速やかに</u>  <u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td>B. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合</u> 又は <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作不能の場合</u></td> <td>B 1. <u>当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u> 又は B 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u></td> <td style="text-align: center;"><u>10日間</u>  <u>10日間</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2"></td> <td rowspan="2">C. <u>動作可能な5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置、差圧計 (対策本部)、酸素濃度計 (対策本部) 又は二酸化炭素濃度計 (対策本部) が所要数を満足していない場合</u></td> <td>C 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> 又は</td> <td style="text-align: center;"><u>10日間</u></td> </tr> <tr> <td>C 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u></td> <td style="text-align: center;"><u>10日間</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td>D. <u>条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u></td> <td>D 1. <u>当直長は、高温停止にする。</u> 及び D 2. <u>当直長は、冷温停止にする。</u></td> <td style="text-align: center;"><u>24時間</u>  <u>36時間</u></td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間	運 転 起 動 高温停止	A. <u>動作可能な可搬型エリアモニタ (対策本部) が所要数を満足していない場合</u>	A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び A 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	B. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合</u> 又は <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作不能の場合</u>	B 1. <u>当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u> 又は B 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u>	<u>10日間</u>  <u>10日間</u>		C. <u>動作可能な5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置、差圧計 (対策本部)、酸素濃度計 (対策本部) 又は二酸化炭素濃度計 (対策本部) が所要数を満足していない場合</u>	C 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> 又は	<u>10日間</u>	C 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u>	<u>10日間</u>		D. <u>条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	D 1. <u>当直長は、高温停止にする。</u> 及び D 2. <u>当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	
適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間																				
運 転 起 動 高温停止	A. <u>動作可能な可搬型エリアモニタ (対策本部) が所要数を満足していない場合</u>	A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び A 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>																				
	B. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合</u> 又は <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) による加圧系が動作不能の場合</u>	B 1. <u>当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u> 又は B 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u>	<u>10日間</u>  <u>10日間</u>																				
	C. <u>動作可能な5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置、差圧計 (対策本部)、酸素濃度計 (対策本部) 又は二酸化炭素濃度計 (対策本部) が所要数を満足していない場合</u>	C 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> 又は	<u>10日間</u>																				
		C 2. <u>当直長は、代替措置<sup>*5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*6</sup>。</u>	<u>10日間</u>																				
	D. <u>条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	D 1. <u>当直長は、高温停止にする。</u> 及び D 2. <u>当直長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. <u>動作可能な可搬型エリアモニタ（対策本部）が所要数を満足していない場合</u>	A 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び A 2. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
		B. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合</u>	B 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び B 2. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
		C. <u>動作可能な差圧計（対策本部）、酸素濃度計（対策本部）又は二酸化炭素濃度計（対策本部）が所要数を満足していない場合</u>	C 1. <u>当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> 及び C 2. <u>当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
	※5：代替品の補充等をいう。				
	※6：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																									
<p>(なし)</p>	<p>6.6-1.6-2 緊急時対策所の居住性確保（待機場所）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1383 348 2561 730"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">被ばく低減設備</td> <td>(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）による加圧系が動作可能であること※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td>(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>(3) 差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の所要数が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>その他設備</td> <td>可搬型エリアモニタ（待機場所）の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1383 768 2496 1381"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数※<sup>3</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）</td> <td>1440本</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>差圧計（待機場所）</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度計（待機場所）</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>二酸化炭素濃度計（待機場所）</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>可搬型エリアモニタ（待機場所）</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※<sup>1</sup>：陽圧化に必要なバウンダリ，弁及び配管を含む。                  ※<sup>2</sup>：陽圧化に必要なバウンダリ及びダクトを含む。                  ※<sup>3</sup>：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）あたりの合計所要数。</p>	項目	運転上の制限	被ばく低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup>	(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup>	(3) 差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の所要数が動作可能であること	その他設備	可搬型エリアモニタ（待機場所）の所要数が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数※ <sup>3</sup>	運転 起動 高温停止	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）	1440本	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	2台	差圧計（待機場所）	1個	酸素濃度計（待機場所）	1個	二酸化炭素濃度計（待機場所）	1個	可搬型エリアモニタ（待機場所）	1台	
項目	運転上の制限																										
被ばく低減設備	(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）による加圧系が動作可能であること※ <sup>1</sup>																										
	(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※ <sup>2</sup>																										
	(3) 差圧計（待機場所）、酸素濃度計（待機場所）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）の所要数が動作可能であること																										
その他設備	可搬型エリアモニタ（待機場所）の所要数が動作可能であること																										
適用される原子炉の状態	設備	所要数※ <sup>3</sup>																									
運転 起動 高温停止	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）	1440本																									
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	2台																									
	差圧計（待機場所）	1個																									
	酸素濃度計（待機場所）	1個																									
	二酸化炭素濃度計（待機場所）	1個																									
	可搬型エリアモニタ（待機場所）	1台																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																							
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 260 2110 302">項目</th> <th data-bbox="2110 260 2341 302">頻度</th> <th data-bbox="2341 260 2564 302">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 302 2110 428">1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 302 2341 428">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 302 2564 428">化学管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 428 2110 512">2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2110 428 2341 512">1年に1回</td> <td data-bbox="2341 428 2564 512">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 512 2110 596">3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 512 2341 596">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 512 2564 596">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 596 2110 680">4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 596 2341 680">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 596 2564 680">5号炉当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 680 2110 743">5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。</td> <td data-bbox="2110 680 2341 743">1年に1回</td> <td data-bbox="2341 680 2564 743">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 743 2110 827">6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 743 2341 827">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 743 2564 827">放射線安全GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 827 2110 890">7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="2110 827 2341 890">1年に1回</td> <td data-bbox="2341 827 2564 890">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 890 2110 953">8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 890 2341 953">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 890 2564 953">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 953 2110 1016">9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="2110 953 2341 1016">1年に1回</td> <td data-bbox="2341 953 2564 1016">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1016 2110 1100">10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 1016 2341 1100">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 1016 2564 1100">発電GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1100 2110 1163">11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。</td> <td data-bbox="2110 1100 2341 1163">1年に1回</td> <td data-bbox="2341 1100 2564 1163">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1163 2110 1247">12. 差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="2110 1163 2341 1247">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2341 1163 2564 1247">計測制御GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回	原子炉GM	3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長	5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM	6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM	7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM	10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM	11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM	12. 差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM	
項目	頻度	担当																																							
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM																																							
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回	原子炉GM																																							
3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																							
4. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉当直長																																							
5. 可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線安全GM																																							
6. 可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線安全GM																																							
7. 酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																							
8. 酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																							
9. 二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	発電GM																																							
10. 二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM																																							
11. 差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	計測制御GM																																							
12. 差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計測制御GM																																							

変更前	変更後	備考																				
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1380 258 1590 380">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1590 258 1952 380">条件</th> <th data-bbox="1952 258 2415 380">要求される措置</th> <th data-bbox="2415 258 2561 380">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1380 380 1590 625">運転起動高温停止</td> <td data-bbox="1590 380 1952 625">A. 動作可能な可搬型エリアモニタ(待機場所)が所要数を満足していない場合</td> <td data-bbox="1952 380 2415 625">A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置<sup>*4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</td> <td data-bbox="2415 380 2561 625">速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1380 625 1590 1066"></td> <td data-bbox="1590 625 1952 1066">B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)による加圧系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1952 625 2415 1066">B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置<sup>*4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*5</sup>。</td> <td data-bbox="2415 625 2561 1066">10日間  10日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1380 1066 1590 1312"></td> <td data-bbox="1590 1066 1952 1312">C. 動作可能な差圧計(待機場所)、酸素濃度計(待機場所)又は二酸化炭素濃度計(待機場所)が所要数を満足していない場合</td> <td data-bbox="1952 1066 2415 1312">C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置<sup>*4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>*5</sup>。</td> <td data-bbox="2415 1066 2561 1312">10日間  10日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1380 1312 1590 1425"></td> <td data-bbox="1590 1312 1952 1425">D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1952 1312 2415 1425">D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td data-bbox="2415 1312 2561 1425">24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	運転起動高温停止	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ(待機場所)が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに		B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*5</sup> 。	10日間  10日間		C. 動作可能な差圧計(待機場所)、酸素濃度計(待機場所)又は二酸化炭素濃度計(待機場所)が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*5</sup> 。	10日間  10日間		D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																			
運転起動高温停止	A. 動作可能な可搬型エリアモニタ(待機場所)が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに																			
	B. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作不能の場合 又は 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)による加圧系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*5</sup> 。	10日間  10日間																			
	C. 動作可能な差圧計(待機場所)、酸素濃度計(待機場所)又は二酸化炭素濃度計(待機場所)が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*5</sup> 。	10日間  10日間																			
	D. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型エリア モニタ（待機場所）が所 要数を満足していない 場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	速やかに  速やかに	
		B. 5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所（待機場所）可 搬型陽圧化空調機によ る加圧系が動作不能の 場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な 状態に復旧する措置を開始する。 及び B 2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	速やかに  速やかに	
		C. 動作可能な差圧計（待機 場所）、酸素濃度計（待 機場所）又は二酸化炭素 濃度計（待機場所）が所 要数を満足していない 場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する措置を開始する。 及び C 2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。	速やかに  速やかに	
	※4：代替品の補充等をいう。				
	※5：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続 するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。				



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																				
<p>(なし)</p>	<p><u>6 6 - 1 6 - 3 緊急時対策所の代替電源設備</u></p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 346 2549 485"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対策所の代替電源設備</td> <td>代替電源設備による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 527 2549 1016"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</td> <td style="text-align: center;">2台</td> </tr> <tr> <td>可搬ケーブル</td> <td style="text-align: center;">6本</td> </tr> <tr> <td>交流分電盤</td> <td style="text-align: center;">3台</td> </tr> <tr> <td>負荷変圧器</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td style="text-align: center;">※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所あたりの合計所要数。                  ※2：「6 6 - 1 2 - 7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1391 1163 2549 1751"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1年に1回</td> <td style="text-align: center;">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">3ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">モバイル 設備管理GM</td> </tr> <tr> <td>3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td style="text-align: center;">3ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数※1	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	2台	可搬ケーブル	6本	交流分電盤	3台	負荷変圧器	1台	燃料補給設備	※2	項 目	頻 度	担 当	1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	1年に1回	電気機器GM	2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM	4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM	5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	
項 目	運転上の制限																																					
緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系が動作可能であること																																					
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数※1																																				
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	2台																																				
	可搬ケーブル	6本																																				
	交流分電盤	3台																																				
	負荷変圧器	1台																																				
	燃料補給設備	※2																																				
項 目	頻 度	担 当																																				
1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	1年に1回	電気機器GM																																				
2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				
3. 負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM																																				
4. 交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM																																				
5. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転 起動 高温停止	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、6号炉又は7号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能な状態であることを確認する。 及び A 2. 1. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※4</sup> 。 又は A 2. 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間  10日間	
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 代替電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、6号炉又は7号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能な状態であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに  速やかに	
	※3：代替品の補充をいう。				
	※4：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考				
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p>表 6.6-1.7 通信連絡を行うために必要な設備</p> <p>6.6-1.7-1 通信連絡設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2540 831"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 428 1611 478">項目</th> <th data-bbox="1611 428 2540 478">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 478 1611 831">通信連絡設備</td> <td data-bbox="1611 478 2540 831">                     (1) 緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置が動作可能であること                      (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）が動作可能であること                      (3) SPDS 表示装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話機及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの所要数が動作可能であること                 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	通信連絡設備	(1) 緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置が動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）が動作可能であること (3) SPDS 表示装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話機及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの所要数が動作可能であること	
項目	運転上の制限					
通信連絡設備	(1) 緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置が動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）が動作可能であること (3) SPDS 表示装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話機及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの所要数が動作可能であること					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考	
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</p>	適用される 原子炉の 状態	設 備		所要数		
	5号炉原子炉建屋 内緊急時対策所 (対策本部・高気 密室)	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	緊急時対策支援システ ム伝送装置 <sup>*1</sup>	1式 <sup>*2</sup>		
			SPDS 表示装置	1台 <sup>*2</sup>		
		統合原子力防災ネッ トワークを用いた通 信連絡設備	テレビ会議システム	1台 <sup>*3</sup>		
			IP-電話機	6台 <sup>*3</sup>		
			IP-FAX	2台 <sup>*3</sup>		
		衛星電話設備 (常設)		5台		
		衛星電話設備 (可搬型)		4台		
		無線連絡設備 (常設)		4台		
		無線連絡設備 (可搬型)		29台		
		携帯型音声呼出電話機		2台		
		5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		2台 <sup>*4</sup>		
		7号炉プロセス計 算機室	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	データ伝送装置		1式 <sup>*2</sup>
			衛星電話設備 (常設)			1台
		7号炉中央制御室	無線連絡設備 (常設)			1台
			携帯型音声呼出電話機			3台
		5号炉中央制御室	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン			2台 <sup>*4</sup>
		5号炉原子炉建屋 屋外	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン			6台 <sup>*4</sup>
	<p>※1：データ伝送設備を含む。</p> <p>※2：緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送装置については、A系又はB系のいずれかにより有線系、無線系又は衛星系回線で所内及び所外へ伝送可能であることをいう。</p> <p>※3：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP-電話機又はIP-FAXのいずれかにより有線系又は衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。</p> <p>※4：5号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては、A系又はB系のいずれかが動作可能であることをいう。</p>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																											
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 254 2044 306">項目</th> <th data-bbox="2044 254 2255 306">頻度</th> <th data-bbox="2255 254 2552 306">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 306 2044 449">1. 緊急時対策支援システム伝送装置, データ伝送装置及び SPDS 表示装置の伝送確認を実施する。</td> <td data-bbox="2044 306 2255 449">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 306 2552 449">計測制御GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 449 2044 592">2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX) の通話及び通信機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 449 2255 592">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 449 2552 592">電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 592 2044 735">3. 衛星電話設備 (常設) の通話機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 592 2255 735">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 592 2552 735">電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 735 2044 877">4. 衛星電話設備 (可搬型) の通話機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 735 2255 877">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 735 2552 877">電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 877 2044 1020">5. 無線連絡設備 (常設) の通話機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 877 2255 1020">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 877 2552 1020">電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1020 2044 1163">6. 無線連絡設備 (可搬型) の通話機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 1020 2255 1163">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 1020 2552 1163">電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1163 2044 1306">7. 携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。</td> <td data-bbox="2044 1163 2255 1306">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 1163 2552 1306">(7号炉中央制御室) 発電GM (緊急時対策所) 電子通信GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1306 2044 1440">8. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。</td> <td data-bbox="2044 1306 2255 1440">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="2255 1306 2552 1440">電気機器GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 緊急時対策支援システム伝送装置, データ伝送装置及び SPDS 表示装置の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	計測制御GM	2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX) の通話及び通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM	3. 衛星電話設備 (常設) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM	4. 衛星電話設備 (可搬型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM	5. 無線連絡設備 (常設) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM	6. 無線連絡設備 (可搬型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM	7. 携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回	(7号炉中央制御室) 発電GM (緊急時対策所) 電子通信GM	8. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM	
項目	頻度	担当																											
1. 緊急時対策支援システム伝送装置, データ伝送装置及び SPDS 表示装置の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	計測制御GM																											
2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX) の通話及び通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM																											
3. 衛星電話設備 (常設) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM																											
4. 衛星電話設備 (可搬型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM																											
5. 無線連絡設備 (常設) の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電子通信GM																											
6. 無線連絡設備 (可搬型) の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	電子通信GM																											
7. 携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回	(7号炉中央制御室) 発電GM (緊急時対策所) 電子通信GM																											
8. 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	電気機器GM																											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	(3) 要求される措置				
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	運転 起動 高温停止	A. 緊急時対策支援システム伝送装置 <sup>※5</sup> 又はデータ伝送装置 <sup>※5</sup> が動作不能である場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 当直長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	10日間 <sup>※13</sup>  10日間	
		B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>※6</sup> が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	10日間 <sup>※13</sup>  10日間	
		C. SPDS 表示装置 <sup>※5</sup> が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	10日間  10日間	
		D. 動作可能な衛星電話設備(常設) <sup>※7</sup> 、衛星電話設備(可搬型) <sup>※7</sup> 、無線連絡設備(常設) <sup>※7</sup> 、無線連絡設備(可搬型) <sup>※7</sup> 、携帯型音声呼出電話機 <sup>※7</sup> 又は5号炉屋外緊急連絡用インターフォン <sup>※7</sup> が所要数を満足していない場合	D 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 又は D 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	10日間 <sup>※13</sup>  10日間	
		E. 条件AからDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	

変更前	変更後				備考
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止燃料交換	A. 緊急時対策支援システム伝送装置 <sup>※5</sup> 又はデータ伝送装置 <sup>※5</sup> が動作不能である場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに <sup>※13</sup>  速やかに	
		B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>※6</sup> が動作不能の場合	B 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 又は B 2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに <sup>※13</sup>  速やかに	
		C. SPDS表示装置 <sup>※5</sup> が動作不能の場合	C 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに	
		D. 動作可能な、衛星電話設備（常設） <sup>※7</sup> 、衛星電話設備（可搬型） <sup>※7</sup> 、無線連絡設備（常設） <sup>※7</sup> 、無線連絡設備（可搬型） <sup>※7</sup> 、携帯型音声呼出電話機 <sup>※7</sup> 又は5号炉屋外緊急連絡用インターフォン <sup>※7</sup> が所要数を満足していない場合	D 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 又は D 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに <sup>※13</sup>  速やかに	
	<p>※5：サーバー切替等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に計画的に行う計画的保守及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※6：衛星電話設備（常設）等による通信手段を確保することを条件に行う計画保守及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※7：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器等による通信手段を確保することを条件に行う計画保守及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※8：所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>※9：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、<u>10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</u></p> <p>※10：<u>通信機器の補充等をいう。</u></p> <p>※11：<u>連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保及びあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。</u></p> <p>※12：<u>連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加又は他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。</u></p> <p>※13：<u>緊急時対策支援システム伝送装置、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。</u></p>	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>表6-6-18 アクセスルートの確保</u></p> <p><u>6-6-18-1 ホイールローダ</u></p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 428 2549 569"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 428 1742 480">項目</th> <th data-bbox="1742 428 2549 480">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 480 1742 569"><u>ホイールローダ</u></td> <td data-bbox="1742 480 2549 569"><u>所要数が動作可能であること</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1391 611 2549 905"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 611 1650 690">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 611 2276 690">設備</th> <th data-bbox="2276 611 2549 690">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 690 1650 905"> <u>運転</u>  <u>起動</u>  <u>高温停止</u>  <u>冷温停止</u>  <u>燃料交換</u> </td> <td data-bbox="1650 690 2276 905"><u>ホイールローダ</u></td> <td data-bbox="2276 690 2549 905"><u>4台<sup>※1</sup></u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1：ホイールローダは、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。</u></p> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1391 1024 2549 1178"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1024 2074 1066">項目</th> <th data-bbox="2074 1024 2329 1066">頻度</th> <th data-bbox="2329 1024 2549 1066">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1066 2074 1178"><u>1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。</u></td> <td data-bbox="2074 1066 2329 1178"><u>3ヶ月に1回</u></td> <td data-bbox="2329 1066 2549 1178"><u>モバイル 設備管理GM</u></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	<u>ホイールローダ</u>	<u>所要数が動作可能であること</u>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u>	<u>ホイールローダ</u>	<u>4台<sup>※1</sup></u>	項目	頻度	担当	<u>1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>	
項目	運転上の制限																	
<u>ホイールローダ</u>	<u>所要数が動作可能であること</u>																	
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																
<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u> <u>冷温停止</u> <u>燃料交換</u>	<u>ホイールローダ</u>	<u>4台<sup>※1</sup></u>																
項目	頻度	担当																
<u>1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>モバイル 設備管理GM</u>																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考															
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1584 390">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1584 268 1857 390">条件</th> <th data-bbox="1857 268 2398 390">要求される措置</th> <th data-bbox="2398 268 2552 390">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 390 1584 793" rowspan="2"> <p>運転 起動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1584 390 1857 632"> <p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1857 390 2398 632"> <p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※3</sup>。</p> </td> <td data-bbox="2398 390 2552 632"> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1584 632 1857 793"> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1857 632 2398 793"> <p>B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2398 632 2552 793"> <p>24時間 36時間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 793 1584 1035"> <p>低温停止 燃料交換</p> </td> <td data-bbox="1584 793 1857 1035"> <p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1857 793 2398 1035"> <p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> </td> <td data-bbox="2398 793 2552 1035"> <p>速やかに 速やかに</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：代替品の補充等をいう。</p> <p>※3：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p>	<p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※3</sup>。</p>	<p>10日間</p>	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間 36時間</p>	<p>低温停止 燃料交換</p>	<p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p>	<p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに 速やかに</p>	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間														
<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p>	<p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※3</sup>。</p>	<p>10日間</p>														
	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間 36時間</p>														
<p>低温停止 燃料交換</p>	<p>A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合</p>	<p>A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置<sup>※2</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに 速やかに</p>														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>表 6.6-1.9 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</p> <p>6.6-1.9-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1383 428 2561 558"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の所要数が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1383 600 2561 961"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     運転                      起動                      高温停止                      低温停止                      燃料交換※2                      使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間                 </td> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td>8 台※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホースにより送水できることをいう。                      可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を使用する各系統の必要数は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6.6-4-2 低圧代替注水系 (可搬型) 4 台×2</li> <li>・ 6.6-5-1 格納容器圧力逃がし装置 4 台</li> <li>・ 6.6-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 4 台×2</li> <li>・ 6.6-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型) 4 台×2</li> <li>・ 6.6-9-1 燃料プール代替注水系 4 台×2</li> <li>・ 6.6-11-2 復水貯蔵槽への移送設備 4 台×2</li> </ul> <p>※2：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※3：可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、荒浜側高台保管場所、大湊側高台保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所に分散配置されていること。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 1509 2576 1974"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の以下の性能確認を実施し、以下の 3 項目を全て満足することを確認する。                      (1) 吐出圧力が 1.29 MPa [gage] 以上、流量が 147 m<sup>3</sup>/h/台以上。                      (2) 吐出圧力が 1.63 MPa [gage] 以上、流量が 120 m<sup>3</sup>/h/台以上。                      (3) 吐出圧力が 1.67 MPa [gage] 以上、流量が 90 m<sup>3</sup>/h/台以上。                 </td> <td>1 年に 1 回</td> <td>タービン GM</td> </tr> <tr> <td>2. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) が動作可能であることを確認する。</td> <td>3 ヶ月に 1 回</td> <td>モバイル設備管理 GM</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の所要数が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※2 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	8 台※3	項目	頻度	担当	1. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の以下の性能確認を実施し、以下の 3 項目を全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が 1.29 MPa [gage] 以上、流量が 147 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (2) 吐出圧力が 1.63 MPa [gage] 以上、流量が 120 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (3) 吐出圧力が 1.67 MPa [gage] 以上、流量が 90 m <sup>3</sup> /h/台以上。	1 年に 1 回	タービン GM	2. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) が動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル設備管理 GM	
項目	運転上の制限																				
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の所要数が動作可能であること※1																				
適用される原子炉の状態	設備	所要数																			
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※2 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	8 台※3																			
項目	頻度	担当																			
1. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の以下の性能確認を実施し、以下の 3 項目を全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が 1.29 MPa [gage] 以上、流量が 147 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (2) 吐出圧力が 1.63 MPa [gage] 以上、流量が 120 m <sup>3</sup> /h/台以上。 (3) 吐出圧力が 1.67 MPa [gage] 以上、流量が 90 m <sup>3</sup> /h/台以上。	1 年に 1 回	タービン GM																			
2. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) が動作可能であることを確認する。	3 ヶ月に 1 回	モバイル設備管理 GM																			

変 更 前	変 更 後			備 考																
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1389 268 2561 1633"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 268 1555 394">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1555 268 1857 394">条 件</th> <th data-bbox="1857 268 2421 394">要求される措置</th> <th data-bbox="2421 268 2561 394">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 394 1555 831"> <p>運 転 起 動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1555 394 1857 831"> <p>A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合（4台以上が動作可能）</p> </td> <td data-bbox="1857 394 2421 831"> <p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2421 394 2561 831"> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 831 1555 1472"></td> <td data-bbox="1555 831 1857 1472"> <p>B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が4台未満の場合</p> </td> <td data-bbox="1857 831 2421 1472"> <p>B 1. 低圧代替注水系（可搬型）、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2421 831 2561 1472"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 1472 1555 1633"></td> <td data-bbox="1555 1472 1857 1633"> <p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1857 1472 2421 1633"> <p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2421 1472 2561 1633"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>			適用される原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合（4台以上が動作可能）</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>		<p>B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が4台未満の場合</p>	<p>B 1. 低圧代替注水系（可搬型）、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		<p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
適用される原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間																	
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合（4台以上が動作可能）</p>	<p>A 1. 当直長は、残留熱除去系1系列及び非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>																	
	<p>B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が4台未満の場合</p>	<p>B 1. 低圧代替注水系（可搬型）、格納容器圧力逃がし装置、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、代替措置*5を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>																	
	<p>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C 1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止燃料交換 <sup>※6</sup>	<p>A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合（4台以上が動作可能）</p> <p>B. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が4台未満の場合</p>	<p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>B 1. 当直長は、低圧代替注水系（可搬型）、復水貯蔵槽への移送設備を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>B 3. 当直長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 4. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A. 動作可能な可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が8台未満の場合	<p>A 1. 当直長は、燃料プール代替注水系を動作不能とみなす。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、代替措置<sup>※5</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	
<p>※4：残りの非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系3系列及び原子炉補機冷却海水系3系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※5：代替品の補充等をいう。</p> <p>※6：原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合を除く。</p> <p>※7：動作可能であることを確認する機器に必要な原子炉補機冷却水系1系列及び原子炉補機冷却海水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>(原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き)</p> <p>第67条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒を1本<sup>*1</sup>引き抜く場合は、表67-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、第84条を適用する場合は除く。</p> <p>2. 原子炉停止中の制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合は、表67-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止中の制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表67-3の措置を講じる。</p> <p>※1：6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒。</p> <p>表67-1</p> <p>1. 1号炉、2号炉、3号炉、4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 829 1344 1150"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き</td> <td>(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1234 1344 1598"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き</td> <td>(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること	項 目	運転上の制限	原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること	<p>(原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き)</p> <p>第67条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒を1本<sup>*1</sup>引き抜く場合は、表67-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、第84条を適用する場合は除く。</p> <p>2. 原子炉停止中の制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合は、表67-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止中の制御棒1本<sup>*1</sup>の引き抜きを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表67-3の措置を講じる。</p> <p>※1：6号炉及び7号炉においては、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒。</p> <p>表67-1</p> <p>1. 1号炉、2号炉、3号炉、4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 829 2561 1150"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き</td> <td>(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1234 2561 1598"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き</td> <td>(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること	項 目	運転上の制限	原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること																	
項 目	運転上の制限																	
原子炉停止中の制御棒1組（同一水圧制御ユニットに属する2本）又は1本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が、同一水圧制御ユニットに属する1組の場合は3本目、1本の場合は2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																				
<p>表67-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 310 1308 1079"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。</td> <td>作業毎<sup>※2</sup>に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. 全制御棒の位置を確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)</td> <td>毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>制御棒の引き抜き開始の都度</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※2</sup> に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに	2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回	4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度	<p>表67-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 310 2561 1079"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。</td> <td>作業毎<sup>※2</sup>に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. 全制御棒の位置を確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)</td> <td>毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>制御棒の引き抜き開始の都度</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※2</sup> に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに	2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回	4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度	
項 目	頻 度																					
1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※2</sup> に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに																					
2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回																					
4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度																					
項 目	頻 度																					
1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において, 1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※2</sup> に, 最初の制御棒引き抜き後, 速やかに																					
2. 全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は, 制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して, 原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし, 当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前, その後, 1週間に1回																					
4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度																					
<p>※2: 作業毎とは, 制御棒のフリクションテスト, スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお, 1本制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は, 作業の再開にあたり再度1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。</p>	<p>※2: 作業毎とは, 制御棒のフリクションテスト, スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお, 1本制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は, 作業の再開にあたり再度1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。</p>																					

変更前		変更後		備考
2. 6号炉及び7号炉		2. 6号炉及び7号炉		
	項目		頻度	
	1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。		作業毎 <sup>※2</sup> に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに	
	2. 全制御棒の位置を確認する。		24時間に1回	
	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。(ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。また、引抜対象制御棒と同一の水圧制御ユニットに属する他の制御棒については、全挿入されている場合に限り除く。)		毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き開始前、その後、1週間に1回	
	4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。		制御棒の引き抜き開始の都度	
※2：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお、制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。		※2：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお、制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。		
表67-3		表67-3		
	条件		要求される措置	完了時間
	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合		A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 及び A2. 挿入可能なすべての制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A3. 全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに  速やかに  速やかに



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																												
<p>(単一制御棒駆動機構の取り外し)</p> <p>第68条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表68-1で定める事項を運転上の制限とする。この場合、第27条の原子炉保護系計装及び第67条は適用されない。</p> <p>2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表68-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表68-3の措置を講じる。</p> <p>表68-1</p> <table border="1" data-bbox="136 747 1326 951"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>単一制御棒駆動機構の取り外し</td> <td>(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表68-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1031 1299 1398"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前</td> </tr> <tr> <td>3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>表68-3</p> <table border="1" data-bbox="136 1478 1308 1766"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 1 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 2 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと	項 目	頻 度	1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回	2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前	3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び	速やかに	A 2. 1 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は	速やかに	A 2. 2 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	<p>(単一制御棒駆動機構の取り外し)</p> <p>第68条 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表68-1で定める事項を運転上の制限とする。この場合、第27条の原子炉保護系計装及び第67条は適用されない。</p> <p>2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表68-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表68-3の措置を講じる。</p> <p>表68-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 747 2570 951"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>単一制御棒駆動機構の取り外し</td> <td>(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表68-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1031 2570 1398"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前</td> </tr> <tr> <td>3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>表68-3</p> <table border="1" data-bbox="1380 1478 2570 1766"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと	項 目	頻 度	1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回	2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前	3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び	速やかに	A 2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は	速やかに	A 2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																																													
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと																																													
項 目	頻 度																																													
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回																																													
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前																																													
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回																																													
条 件	要求される措置	完了時間																																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び	速やかに																																												
	A 2. 1 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は	速やかに																																												
	A 2. 2 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																																												
項 目	運転上の制限																																													
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと																																													
項 目	頻 度																																													
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回																																													
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前																																													
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日1回																																													
条 件	要求される措置	完了時間																																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。及び	速やかに																																												
	A 2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。又は	速やかに																																												
	A 2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)</p> <p>第69条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p> <p>表69-1</p> <table border="1" data-bbox="142 867 1308 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	<p>(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)</p> <p>第69条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、<b>原子炉主任</b>技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p> <p>表69-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 867 2546 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	<p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること									
項目	運転上の制限									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																				
<p>表69-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。</td> <td>制御棒を全引き抜き位置にする都度</td> </tr> <tr> <td>4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。</td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路	最初の制御棒引き抜き開始前	2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度	3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度	4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	<p>表69-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。</td> <td>制御棒を全引き抜き位置にする都度</td> </tr> <tr> <td>4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。</td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路	最初の制御棒引き抜き開始前	2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度	3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度	4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	
項目	頻度																							
1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路	最初の制御棒引き抜き開始前																							
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度																							
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度																							
4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度																							
項目	頻度																							
1. 下記の原子炉保護系計装, 起動領域モニタ計装及び中性子源領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 〔1号炉〕 ・起動領域モニタ （1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 計数率高 機器動作不能 （2）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 計数率高 機器動作不能 又は 原子炉周期（ペリオド）短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路 〔2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 ・中間領域モニタ 中性子束高 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合） 中性子束高 機器動作不能 ・中性子源領域モニタ（原子炉の状態が燃料交換での検査の場合） 中性子束高 ・スクラムディスチャージボリュウム水位高 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・スクラム回路	最初の制御棒引き抜き開始前																							
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は, 制御棒を操作する運転員の他に, 少なくとも1名の運転員が, 制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。 又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は, 第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度																							
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度																							
4. 制御棒の引抜き操作は, 制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表2-2に定める値であることを確認する。(ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	最初の制御棒引き抜き開始前	5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表2-2に定める値であることを確認する。(ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	最初の制御棒引き抜き開始前	
6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	
2. 6号炉及び7号炉		2. 6号炉及び7号炉		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 ・起動領域モニタ (1) 原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 中性子束高 機器動作不能 (2) 原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 中性子束高 機器動作不能 又は 原子炉周期(ペリオド)短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ(原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合) 中性子束高 機器動作不能 ・CRD充てん水圧力低 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・手動 ・原子炉緊急停止	最初の制御棒引き抜き開始前	1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。 ・起動領域モニタ (1) 原子炉の状態が燃料交換での検査の場合 中性子束高 機器動作不能 (2) 原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合 中性子束高 機器動作不能 又は 原子炉周期(ペリオド)短 機器動作不能 ・平均出力領域モニタ(原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合) 中性子束高 機器動作不能 ・CRD充てん水圧力低 ・地震加速度大 ・原子炉モードスイッチ「停止」位置 ・手動 ・原子炉緊急停止	最初の制御棒引き抜き開始前	
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度	2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。  又は 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前  制御棒操作の都度  制御棒操作の都度	
3. 制御棒の引抜き操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ又はステップ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	3. 制御棒の引抜き操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ又はステップ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	
4. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表2-2に定める値であることを確認する。(ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	最初の制御棒引き抜き開始前	4. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表2-2に定める値であることを確認する。(ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く。)	最初の制御棒引き抜き開始前	
5. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	5. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前			変 更 後			備 考									
表69-3 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉			表69-3 1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。</td> <td>速やかに  全制御棒全挿入 完了後</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。		速やかに  全制御棒全挿入 完了後	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。</td> <td>速やかに  全制御棒全挿入 完了後</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後	
条 件	要求される措置	完了時間													
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後													
条 件	要求される措置	完了時間													
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 (制御棒挿入に際しては, 必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。) 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後													
2. 6号炉及び7号炉			2. 6号炉及び7号炉												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。</td> <td>速やかに  全制御棒全挿入 完了後</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。</td> <td>速やかに  全制御棒全挿入 完了後</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後		
条 件	要求される措置	完了時間													
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後													
条 件	要求される措置	完了時間													
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 及び A 2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入 完了後													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(原子炉の昇温を伴う検査)</p> <p>第70条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、表70-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第35条を適用しない。</p> <p>2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉冷却材の昇温開始から100℃となる前に次の各項目を管理的手段で確認する。</p> <p>①第27条(計測及び制御設備)の原子炉建屋隔離系計装の機能 ②第49条(原子炉建屋)の機能 ③第50条(原子炉建屋給排気隔離弁)の機能 ④第51条(非常用ガス処理系)の機能</p> <p>3. 当直長は、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表70-2の措置を講じる。</p> <p>表70-1</p> <table border="1" data-bbox="136 909 1341 1073"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の昇温を伴う検査</td> <td>第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表70-2</p> <table border="1" data-bbox="127 1152 1341 1436"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び	速やかに	A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	24時間	<p>(原子炉の昇温を伴う検査)</p> <p>第70条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、表70-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第35条を適用しない。</p> <p>2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉冷却材の昇温開始から100℃となる前に次の各項目を管理的手段で確認する。</p> <p>①第27条(計測及び制御設備)の原子炉建屋隔離系計装の機能 ②第49条(原子炉建屋)の機能 ③第50条(原子炉建屋給排気隔離弁)の機能 ④第51条(非常用ガス処理系)の機能</p> <p>3. 当直長は、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表70-2の措置を講じる。</p> <p>表70-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 909 2570 1073"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の昇温を伴う検査</td> <td>第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表70-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1152 2570 1436"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び	速やかに	A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	24時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																													
原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること																													
条件	要求される措置	完了時間																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																												
	又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び	速やかに																												
	A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	24時間																												
項目	運転上の制限																													
原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、第49条の原子炉建屋、第50条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第51条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること																													
条件	要求される措置	完了時間																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																												
	又は A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び	速やかに																												
	A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	24時間																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																				
<p>(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)</p> <p>第71条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、第69条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置又は起動位置にする場合は、表71-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転又は起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、表71-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表71-3の措置を講じる。</p> <p>表71-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替を伴う検査</td> <td>1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表71-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。</td> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> <tr> <td>2. 炉心変更が行われていないこと。</td> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> </tbody> </table> <p>表71-3</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条 件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 検査を中止する。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと	項 目	頻 度	1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前	2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 検査を中止する。	速やかに	及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに	<p>(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)</p> <p>第71条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、第69条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置又は起動位置にする場合は、表71-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転又は起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 当直長は、表71-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表71-3の措置を講じる。</p> <p>表71-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替を伴う検査</td> <td>1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表71-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。</td> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> <tr> <td>2. 炉心変更が行われていないこと。</td> <td style="text-align: center;">原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> </tbody> </table> <p>表71-3</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条 件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 検査を中止する。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと	項 目	頻 度	1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前	2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 検査を中止する。	速やかに	及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに	<p>変更なし</p>
項 目	運転上の制限																																					
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと																																					
項 目	頻 度																																					
1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前																																					
2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前																																					
条 件	要求される措置	完了時間																																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 検査を中止する。	速やかに																																				
	及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに																																				
項 目	運転上の制限																																					
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと																																					
項 目	頻 度																																					
1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前																																					
2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前																																					
条 件	要求される措置	完了時間																																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 検査を中止する。	速やかに																																				
	及び A 2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第72条 各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>を確認する。</p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表72に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。</p> <p>3. <u>各GM</u>は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p>※1：第72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。</p>	<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第72条 各GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>を確認する。</p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表72に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup><sup>※3</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない<sup>※3</sup>。</p> <p>3. <u>当直長及び燃料GM</u>は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合 <u>又は各GM (当直長及び燃料GMを除く。)</u>から<u>第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた旨の連絡を受けた場合は</u>、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>4. 各GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p><u>7. 各GM (第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、<u>第2項で定める運転上の制限を満足していることの確認を実施する場合において、確認事項が複数の条文で同一である場合、各条文に対応して複数回実施する必要はなく、1回の確認により各条文の確認を実施したとみなすことができる。</u></p> <p><u>8. 当直長は、各GMが第17条の7又は第17条の8にもとづく教育及び訓練の実施にあたり、重大事故等対処設備を使用する場合は、教育及び訓練中に重大事故等が発生した場合に適切に対処できるよう必要な措置を講じている期間、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p>※1：第72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。                  ※3：<u>第74条第3項で定める保全作業時の措置の実施時期にも適用される。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表72

頻度		備考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。
1000MWd/tに1回	250MWd/t	

表72

頻度		備考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。
<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u>
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u>
<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u>
1000MWd/tに1回	250MWd/t	

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第73条 運転上の制限を満足しない場合とは、<b>各GM</b>が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、<b>各GM</b>は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. <b>各GM</b>は、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に係る事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. <b>各GM</b>は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>4. <b>各GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び主任技術者に報告する。</p> <p>5. <b>各GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表73の例に準拠する。</p> <p>6. <b>各GM</b>は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は主任技術者に報告する。</p> <p>7. <b>各GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. <b>各GM</b>は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<b>当該条文</b>の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p>	<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第73条 運転上の制限を満足しない場合とは、<b>当直長及び燃料GM</b>が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、<b>当直長及び燃料GM</b>は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. <b>当直長及び燃料GM</b>は、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に係る事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. <b>当直長及び燃料GM</b>は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>4. <b>当直長及び燃料GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>5. <b>当直長及び燃料GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表73の例に準拠する。</p> <p>6. <b>当直長及び燃料GM</b>は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>7. <b>当直長及び燃料GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. <b>当直長及び燃料GM</b>は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<b>第3節各条</b>の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

備考

表 7 3

条件	要求される措置	完了時間
A. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 及び A 2. 機能Xを確認する。	1 時間, その後 8 時間に 1 回 3 日間
B. 機能Yが確認できない場合	B 1. 機能Yを確認する。 又は B 2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間
C. 機能Xが確認できない場合 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1 時間 1 時間
D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

表 7 3

条件	要求される措置	完了時間
A. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 及び A 2. 機能Xを確認する。	1 時間, その後 8 時間に 1 回 3 日間
B. 機能Yが確認できない場合	B 1. 機能Yを確認する。 又は B 2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間
C. 機能Xが確認できない場合 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1 時間 1 時間
D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、及び37時間以内に冷温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。
- (2) 要求される措置A1. とA2. (又は要求される措置B1. とB2.) の完了時間の起点は、いずれも条件A (又は条件B) であると判断した時点 (運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ。) である。また、要求される措置C1. とC2. 並びにD1. とD2. の完了時間の起点は、いずれも条件C又はDに移行した時点である。
- (3) 条件B (機能Yが確認できない場合) であると判断した場合、要求される措置B1. 又はB2. を実施するが、いずれの措置も8時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8時間を待たずに条件Dに移行することができる。このとき、要求される措置D1. とD2. の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。

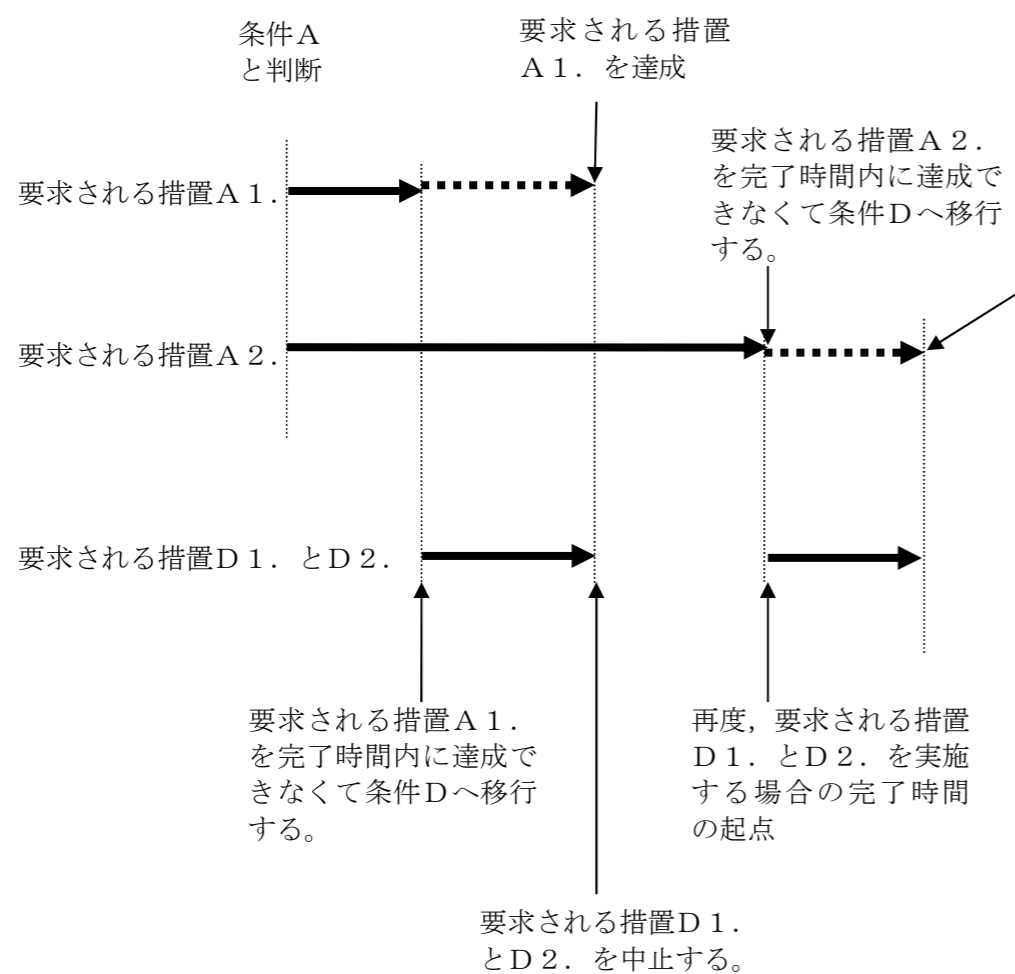
- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、及び37時間以内に冷温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。
- (2) 要求される措置A1. とA2. (又は要求される措置B1. とB2.) の完了時間の起点は、いずれも条件A (又は条件B) であると判断した時点 (運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ。) である。また、要求される措置C1. とC2. 並びにD1. とD2. の完了時間の起点は、いずれも条件C又はDに移行した時点である。
- (3) 条件B (機能Yが確認できない場合) であると判断した場合、要求される措置B1. 又はB2. を実施するが、いずれの措置も8時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8時間を待たずに条件Dに移行することができる。このとき、要求される措置D1. とD2. の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(4) 要求される措置A 1. を1時間以内に達成できない場合又はその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D 1. とD 2. の実施と並行して要求される措置A 1. とA 2. を実施し、要求される措置A 1. が要求される措置A 2. の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D 1. とD 2. の実施要求はなく、また、原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A 2. を3日間以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。（参考図7 3 - 1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A 2. を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D 1. とD 2. の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。（参考図7 3 - 1参照）</p> <p>(6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A 1. とA 2. を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C 2.（又は要求される措置C 1.）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（又は条件B）に移行する。このとき再度、条件A（又は条件B）の要求される措置A 1. とA 2.（又は要求される措置B 1. とB 2.）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（又は条件B）であると判断した時点である。（参考図7 3 - 2参照）</p> <p>(7) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A 1. とA 2. を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C 2.（又は要求される措置C 1.）の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A 1. とA 2. が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A 1. とA 2. が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。（参考図7 3 - 3参照）</p>	<p>(4) 要求される措置A 1. を1時間以内に達成できない場合又はその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D 1. とD 2. の実施と並行して要求される措置A 1. とA 2. を実施し、要求される措置A 1. が要求される措置A 2. の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D 1. とD 2. の実施要求はなく、また、原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A 2. を3日間以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。（参考図7 3 - 1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A 2. を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D 1. とD 2. の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。（参考図7 3 - 1参照）</p> <p>(6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A 1. とA 2. を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C 2.（又は要求される措置C 1.）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（又は条件B）に移行する。このとき再度、条件A（又は条件B）の要求される措置A 1. とA 2.（又は要求される措置B 1. とB 2.）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（又は条件B）であると判断した時点である。（参考図7 3 - 2参照）</p> <p>(7) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A 1. とA 2. を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C 2.（又は要求される措置C 1.）の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A 1. とA 2. が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A 1. とA 2. が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。（参考図7 3 - 3参照）</p>	

変更前

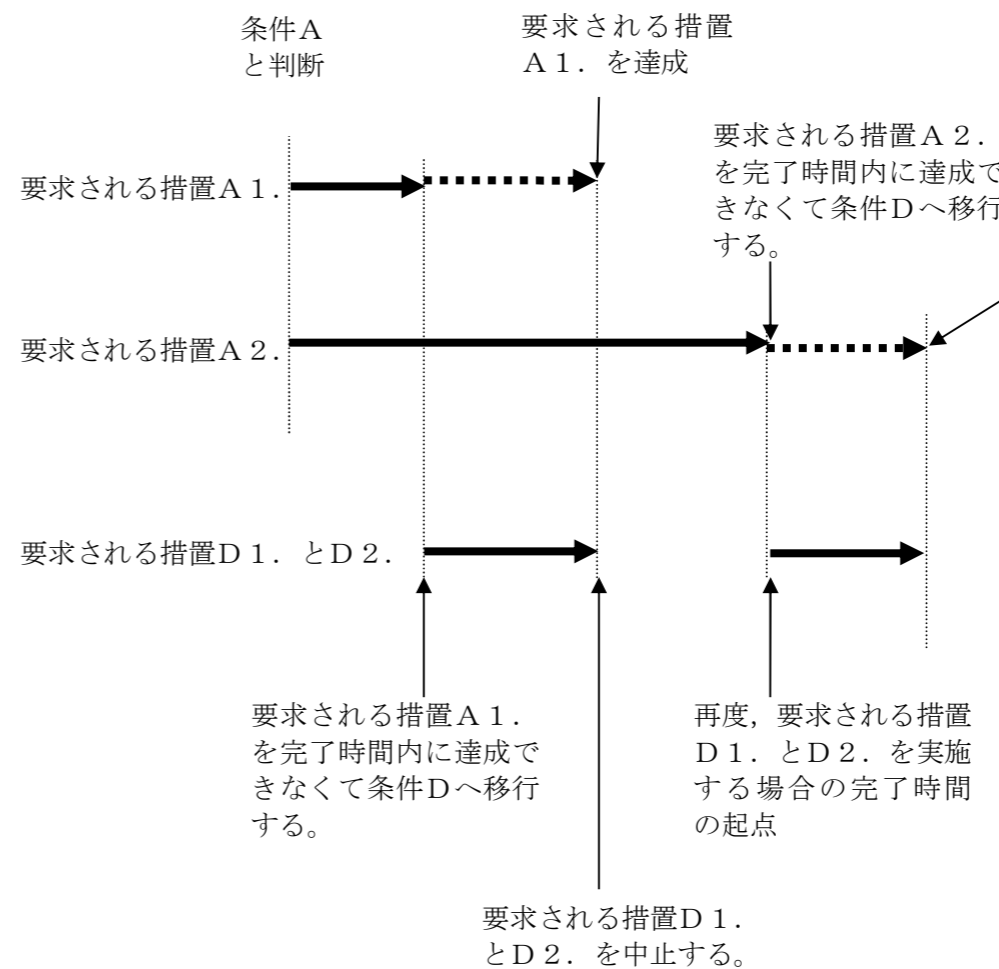
参考図 7 3 - 1



要求される措置 A 2. が達成できた場合（機能 X が確認できた場合）とは、運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

変更後

参考図 7 3 - 1

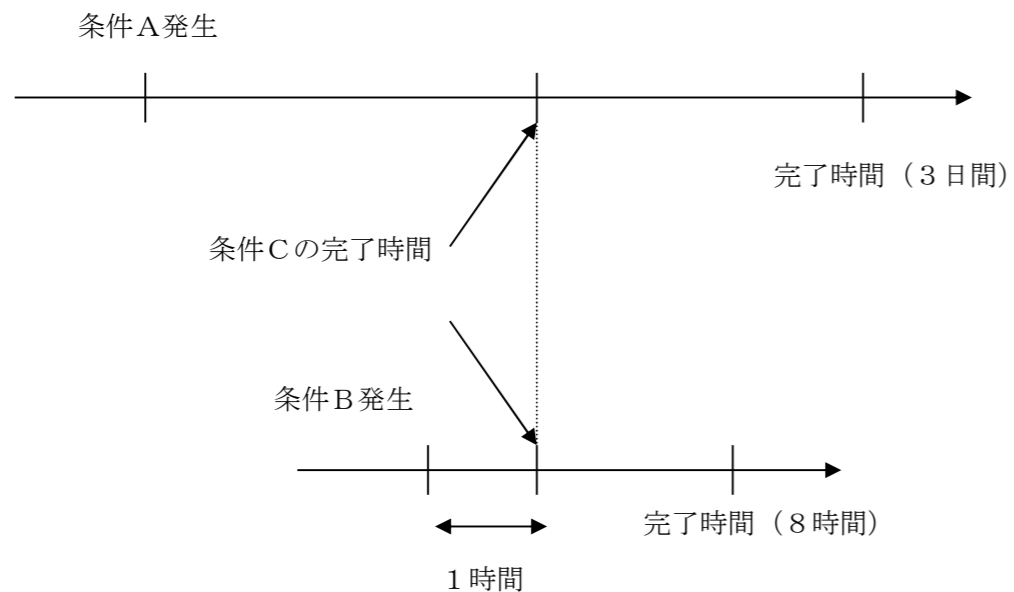


要求される措置 A 2. が達成できた場合（機能 X が確認できた場合）とは、運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

備考

変更前

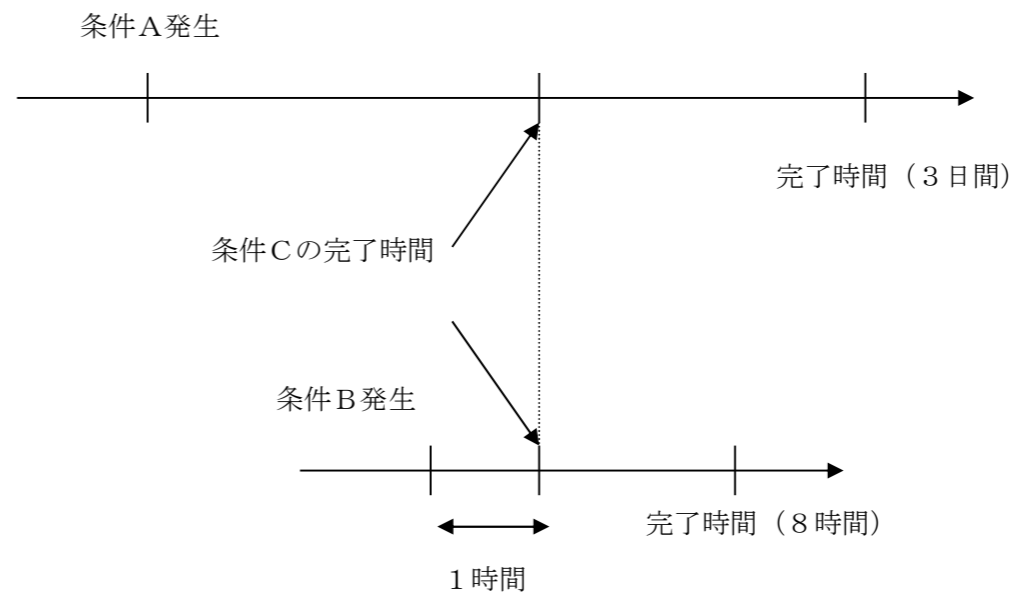
参考図73-2



条件Cの完了時間内に機能X又は機能Yが確認できれば  
条件A又は条件Bの本来の完了時間に戻る。

変更後

参考図73-2



条件Cの完了時間内に機能X又は機能Yが確認できれば  
条件A又は条件Bの本来の完了時間に戻る。

備考

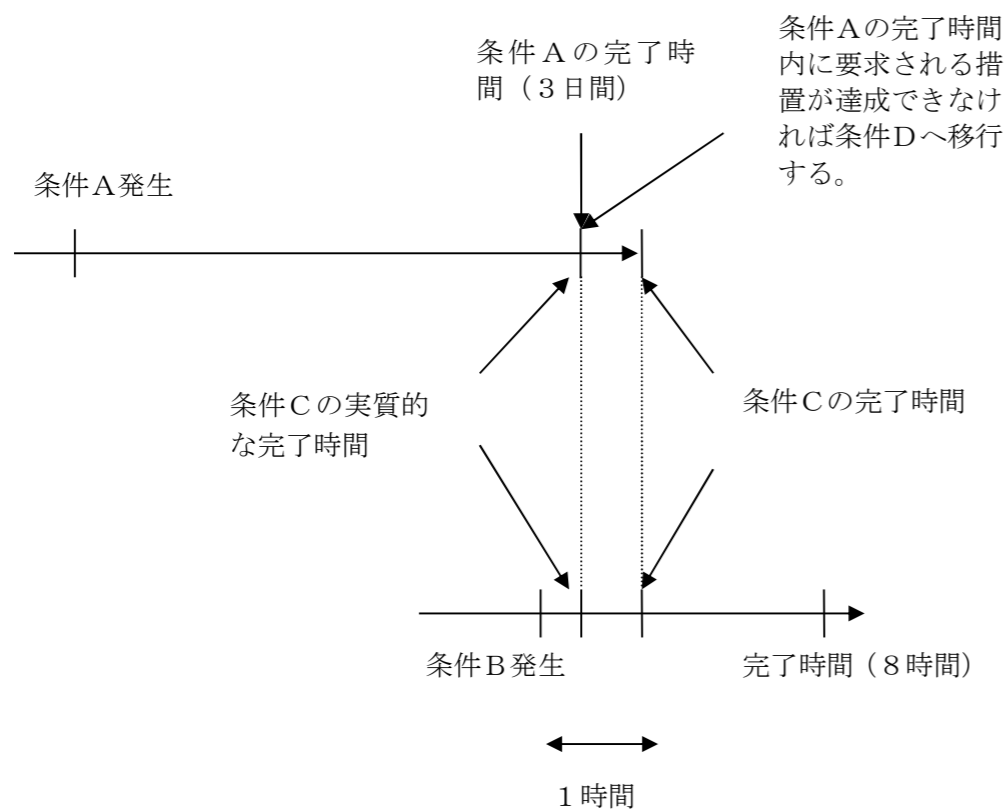
変更前

変更後

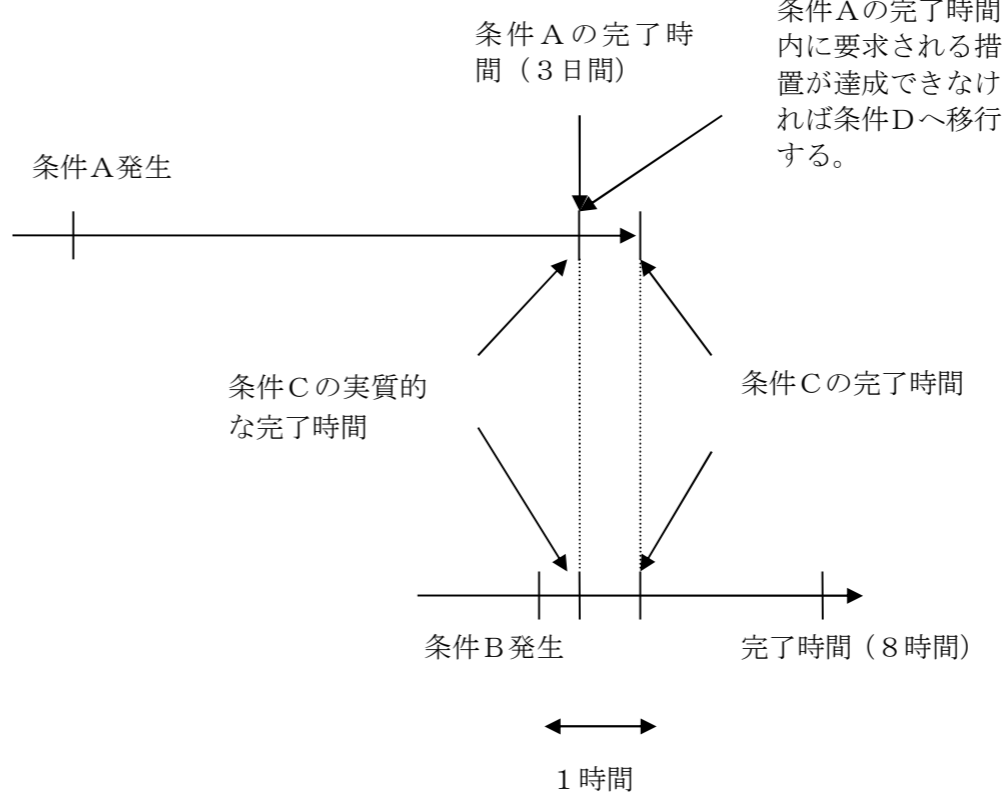
備考

参考図 7 3 - 3

参考図 7 3 - 3



条件Aの完了時間内に機能Xが確認できれば、  
条件Bの本来の完了時間に戻る。



条件Aの完了時間内に機能Xが確認できれば、  
条件Bの本来の完了時間に戻る。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第74条 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p><u>3. 第1項及び第2項の実施については、第73条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</u></p> <p><u>4. 各GMは、第1項又は第2項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。</u></p> <p><u>5. 第1項及び第2項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</u></p> <p><u>6. 各GMは、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※2</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</u></p> <p><u>7. 各GMは、第1項又は第2項を実施する場合、第73条第3項及び第8項に準拠する。</u></p> <p><u>8. 第1項及び第2項において、要求される措置又は安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。</u></p> <p><u>9. 各GMは、第2項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は主任技術者に報告する。</u></p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第74条 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、<u>原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p><u>3. 各GMは、表74で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める保全作業時の措置を実施する。なお、要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※2</sup>を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p><u>4. 第1項、第2項及び第3項の実施については、第73条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</u></p> <p><u>5. 各GMは、第1項、第2項又は第3項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。</u></p> <p><u>6. 第1項、第2項及び第3項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</u></p> <p><u>7. 各GMは、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※3</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</u></p> <p><u>8. 各GMは、第1項、第2項又は第3項を実施する場合、第73条第3項及び第8項に準拠する。なお、第3項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、「要求される措置」を「保全作業時の措置」に読み替えるものとする。</u></p> <p><u>9. 第1項又は第3項において、要求される措置、保全作業時の措置を実施できなかった場合又は第2項において安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。</u></p> <p><u>10. 各GMは、第2項に基づく保全作業及び第3項において、完了時間を超えて保全作業を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：表74に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※3：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>



変更前

変更後

備考

表 7 4

関連条文	点検対象設備	第 7 4 条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度
第 5 7 条 第 6 6 条 (66-14-1)	・中央制御室非常用 換気空調系 <sup>※4</sup>	第 5 7 条の適 用される原子 炉の状態	・中央制御室可搬型陽 圧化空調機による加 圧系が動作可能であ ることを確認する。	点検前 <sup>※5</sup> その後、10日 に1回
第 5 8 条の 3	・外部電源	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	・動作可能な外部電源 について、電圧が確 立していることを確 認する。	点検前 <sup>※5</sup> その後、毎日1 回
			・所要の非常用ディー ゼル発電機が動作可 能であることを確認 <sup>※6</sup> する。	点検前 <sup>※5</sup> 点検期間が完了 時間(30日) を超えて点検を 実施する場合 は、その後、1 ヶ月に1回
第 6 6 条 (66-9-2)	・燃料プール冷却浄 化系を構成する弁	使用済燃料プ ールに照射さ れた燃料を貯 蔵している期 間	・使用済燃料プールの 温度上昇評価を実施 する。	点検前 <sup>※5</sup>
			・燃料プール代替注水 系による使用済燃料 プールの注水が動作 可能であることを確 認する。	点検前 <sup>※5</sup> その後、毎日1 回
			・残留熱除去系による 使用済燃料プールの 除熱が評価時間内に 実施可能であることを 管理的手段で確認 する。	点検前 <sup>※5</sup>

原子力規制委員  
会設置法の一部  
の施行に伴う変  
更(新規制基準の  
施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後					備考
	<p><u>関連条文</u></p>	<p><u>点検対象設備</u></p>	<p><u>第74条 適用時期</u></p>	<p><u>保全作業時の措置</u></p>	<p><u>実施頻度</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><u>第66条 (66-9-3)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ，低レンジ）</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済貯蔵プール監視カメラ用空冷装置含む）</u></li> </ul>	<p><u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後，毎日1回</u></p>		
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>残りの要素が監視可能であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後，毎日1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-12-3)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>号炉間電力融通ケーブル（常設）</u></li> <li>・ <u>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間（30日）を超えて点検を実施する場合は，その後，1ヶ月に1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-12-6)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>AM用MCC</u></li> <li>・ <u>AM用切替盤</u></li> <li>・ <u>AM用操作盤</u></li> <li>・ <u>AM用動力変圧器</u></li> <li>・ <u>緊急用断路器</u></li> <li>・ <u>緊急用電源切替箱接続装置</u></li> <li>・ <u>緊急用電源切替箱断路器</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間（3日）を超えて点検を実施する場合は，その後，1週間1回</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 222 1555 317">関連条文</th> <th data-bbox="1555 222 1857 317">点検対象設備</th> <th data-bbox="1857 222 2050 317">第74条 適用時期</th> <th data-bbox="2050 222 2353 317">保全作業時の措置</th> <th data-bbox="2353 222 2582 317">実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 317 1555 422">第66条 (66-15-1)</td> <td data-bbox="1555 317 1857 422">・モニタリングポスト 用発電機</td> <td data-bbox="1857 317 2050 422">冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="2050 317 2353 422">・代替品を確保する。</td> <td data-bbox="2353 317 2582 422">点検前<sup>※5</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 422 1555 720">第66条 (66-16-3)</td> <td data-bbox="1555 422 1857 720">・交流分電盤 ・負荷変圧器</td> <td data-bbox="1857 422 2050 720">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="2050 422 2353 720">・6号炉又は7号炉の 非常用ディーゼル発 電機から5号炉原子 炉建屋内緊急時対策 所に給電が可能であ ることを確認<sup>※6</sup>す る。</td> <td data-bbox="2353 422 2582 720">点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了 時間（10日） を超えて点検を 実施する場合は、その後、1 ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>				関連条文	点検対象設備	第74条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	第66条 (66-15-1)	・モニタリングポスト 用発電機	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前 <sup>※5</sup>	第66条 (66-16-3)	・交流分電盤 ・負荷変圧器	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉又は7号炉の 非常用ディーゼル発 電機から5号炉原子 炉建屋内緊急時対策 所に給電が可能であ ることを確認 <sup>※6</sup> す る。	点検前 <sup>※5</sup> 点検期間が完了 時間（10日） を超えて点検を 実施する場合は、その後、1 ヶ月に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
関連条文	点検対象設備	第74条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度																
第66条 (66-15-1)	・モニタリングポスト 用発電機	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前 <sup>※5</sup>																
第66条 (66-16-3)	・交流分電盤 ・負荷変圧器	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉又は7号炉の 非常用ディーゼル発 電機から5号炉原子 炉建屋内緊急時対策 所に給電が可能であ ることを確認 <sup>※6</sup> す る。	点検前 <sup>※5</sup> 点検期間が完了 時間（10日） を超えて点検を 実施する場合は、その後、1 ヶ月に1回																
<p>※4：6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系の中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクト（外気の入取、排気のライン）等をいう。</p>																				
<p>※5：運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。</p>																				
<p>※6：「動作可能であることを確認」とは、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合、非常用ディーゼル発電機3台を起動し、冷温停止及び燃料交換の場合は、非常用ディーゼル発電機2台<sup>※7</sup>を起動し動作可能であることを確認する。</p>																				
<p>※7：非常用ディーゼル発電機に非常用発電機1台を含めることができる。</p>																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第75条 当直長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻及び原子炉の状態を記録する。</p> <p>2. 当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合又は燃料GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果(保全作業を含む)</p> <p>(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>3. 当直長は、自ら第74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した場合又は各GMから第74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置又は安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果</p> <p>(3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻</p>	<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第75条 当直長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻及び原子炉の状態を記録する。</p> <p>2. 当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合又は燃料GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果(保全作業を含む)</p> <p>(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>3. 当直長は、自ら第74条第1項、第2項又は第3項で定める保全作業を実施した場合又は各GMから第74条第1項、第2項又は第3項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第74条第1項、第2項又は第3項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置又は安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果</p> <p>(3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>第4節 異常時の措置</p> <p>(異常発生時の基本的な対応)</p> <p>第76条 当直長は、次の各号に示す場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。</p> <p>(1) 原子炉の自動スクラム信号が発信した場合※<sup>1</sup></p> <p>(2) 原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合</p> <p>(3) 原子炉を手動スクラムした場合※<sup>1</sup></p> <p>2. 当直長は、操作を行っていない制御棒が動作した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告するとともに、速やかに当該制御棒を、当初の管理位置※<sup>2</sup>に適合させる又は全挿入するための措置を講じる。ただし、炉心から全燃料が取り出されている場合を除く。なお、本節でいう操作を行っていない制御棒が動作した場合※<sup>3</sup>とは次に定めるものをいう。</p> <p>(1) 挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が当初の管理位置※<sup>2</sup>から他の位置※<sup>4</sup>に動作したとき</p> <p>(2) 全挿入位置にある制御棒であって挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき</p> <p>3. 当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には、当該号炉を所管する運転管理部長に報告するとともに、それを抑制するために、原子炉建屋原子炉棟の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当該号炉を所管する運転管理部長及び各GMは、第1項、第2項又は第3項について次に示す必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 当該号炉を所管する運転管理部長は、各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び主任技術者に報告する。</p> <p>(2) 各GMは、異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに、異常の原因及び対応措置について当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。</p> <p>(3) 当該号炉を所管する運転管理部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。</p> <p>(4) 異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、本項(1)、(2)及び(3)を省略することができる。</p> <p>※1：予定された検査による場合、ハーフスクラムした場合又は自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。</p> <p>※2：「管理位置」とは、制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し、表示することとされている制御棒の位置をいう。</p> <p>※3：制御棒の動作が、スクラム信号による動作である場合は除く。ただし、第2項(1)又は(2)の動作後にスクラム信号が発生し、制御棒が動作した場合は、操作を行っていない制御棒が動作した場合に該当する。</p> <p>※4：「他の位置」とは、当初の管理位置から1ノッチ(6号炉及び7号炉においては、1ステップ)以上離れた位置をいう。</p>	<p>第4節 異常時の措置</p> <p>(異常発生時の基本的な対応)</p> <p>第76条 当直長は、次の各号に示す場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。</p> <p>(1) 原子炉の自動スクラム信号が発信した場合※<sup>1</sup></p> <p>(2) 原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合</p> <p>(3) 原子炉を手動スクラムした場合※<sup>1</sup></p> <p>2. 当直長は、操作を行っていない制御棒が動作した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告するとともに、速やかに当該制御棒を、当初の管理位置※<sup>2</sup>に適合させる又は全挿入するための措置を講じる。ただし、炉心から全燃料が取り出されている場合を除く。なお、本節でいう操作を行っていない制御棒が動作した場合※<sup>3</sup>とは次に定めるものをいう。</p> <p>(1) 挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が当初の管理位置※<sup>2</sup>から他の位置※<sup>4</sup>に動作したとき</p> <p>(2) 全挿入位置にある制御棒であって挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき</p> <p>3. 当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には、当該号炉を所管する運転管理部長に報告するとともに、それを抑制するために、原子炉建屋原子炉棟の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当該号炉を所管する運転管理部長及び各GMは、第1項、第2項又は第3項について次に示す必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 当該号炉を所管する運転管理部長は、各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>(2) 各GMは、異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに、異常の原因及び対応措置について当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。</p> <p>(3) 当該号炉を所管する運転管理部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び<b>原子炉</b>主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。</p> <p>(4) 異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、本項(1)、(2)及び(3)を省略することができる。</p> <p>※1：予定された検査による場合、ハーフスクラムした場合又は自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。</p> <p>※2：「管理位置」とは、制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し、表示することとされている制御棒の位置をいう。</p> <p>※3：制御棒の動作が、スクラム信号による動作である場合は除く。ただし、第2項(1)又は(2)の動作後にスクラム信号が発生し、制御棒が動作した場合は、操作を行っていない制御棒が動作した場合に該当する。</p> <p>※4：「他の位置」とは、当初の管理位置から1ノッチ(6号炉及び7号炉においては、1ステップ)以上離れた位置をいう。</p>	<p></p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(異常時の措置)</p> <p>第77条 当直長は、第76条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。</p> <p>2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。</p> <p>3. 第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。</p> <p>4. 当直長は、第3項の判断を行うにあたって、主任技術者の確認を得る。</p> <p>5. 第76条第1項の異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、第4項を省略することができる。</p>	<p>(異常時の措置)</p> <p>第77条 当直長は、第76条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。</p> <p>2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。</p> <p>3. 第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。</p> <p>4. 当直長は、第3項の判断を行うにあたって、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得る。</p> <p>5. 第76条第1項の異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、第4項を省略することができる。</p>	<p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第78条 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。</p> <p>2. 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第76条第1項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1)又は(2)に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。</p> <p>(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条第3項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第78条 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。</p> <p>2. 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第76条第1項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1)又は(2)に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。</p> <p>(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条〔7号炉〕第4項、第17条の3第5項、第17条の4〔1号炉、2号炉、3号炉、4号炉、5号炉及び6号炉〕第2項、第17条の4〔7号炉〕第4項又は第17条の5第4項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第 5 章 燃料管理</p> <p>(新燃料の運搬)</p> <p>第 7 9 条 燃料GMは、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合及び新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※<sup>1</sup></p> <p>3. 燃料GMは、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、第 2 項 (1) から (3) に加え、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入すること。※<sup>1</sup></p> <p>(2) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第 3 項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器の表面の放射性物質の密度 (以下「表面汚染密度」という。) が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する※<sup>1</sup>。ただし、第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域に新燃料を移動する場合は、新燃料を収納した新燃料輸送容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>7. 実用炉規則第 1 3 条第 4 項を適用している間は、本条は適用としない。</p> <p>※ 1 : 発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p style="text-align: center;">第 5 章 燃料管理</p> <p>(新燃料の運搬)</p> <p>第 7 9 条 燃料GMは、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合及び新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※<sup>1</sup></p> <p>3. 燃料GMは、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、第 2 項 (1) から (3) に加え、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入すること。※<sup>1</sup></p> <p>(2) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第 3 項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器の表面の放射性物質の密度 (以下「表面汚染密度」という。) が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する※<sup>1</sup>。ただし、第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域に新燃料を移動する場合は、新燃料を収納した新燃料輸送容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>7. 実用炉規則第 8 8 条第 4 項を適用している間は、本条は適用としない。</p> <p>※ 1 : 発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第80条 燃料GMは、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。 ただし、MOX燃料は、使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p>	<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第80条 燃料GMは、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。 ただし、MOX燃料は、使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p><u>(5) 使用済燃料プールに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること（7号炉）。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(燃料の検査)</p> <p>第81条 燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。</p> <p>2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、 SHIPPING検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有りとは判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。</p> <p>3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、<u>燃料取替機を使用する。</u></p>	<p>(燃料の検査)</p> <p>第81条 燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。</p> <p>2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、 SHIPPING検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有りとは判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。</p> <p>3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、<u>次の事項を遵守する。</u></p> <p><u>(1) 燃料取替機を使用すること。</u></p> <p><u>(2) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること (7号炉)。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(燃料取替実施計画)</p> <p>第82条 燃料GMは、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>2. 燃料GMは、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(1) 停止余裕</p> <p>(2) 最小限界出力比</p> <p>(3) 燃料棒最大線出力密度</p> <p>(4) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>3. 燃料を装荷した後に、第2項の期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第2項に定める評価及び確認を行い、主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度をを超えていない場合は除く。</p>	<p>(燃料取替実施計画)</p> <p>第82条 燃料GMは、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>2. 燃料GMは、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。</p> <p>(1) 停止余裕</p> <p>(2) 最小限界出力比</p> <p>(3) 燃料棒最大線出力密度</p> <p>(4) 燃料集合体最高燃焼度</p> <p>3. 燃料を装荷した後に、第2項の期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第2項に定める評価及び確認を行い、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度をを超えていない場合は除く。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(燃料移動手順)                      第83条 燃料GMは、原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。                      (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。                      (2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。                      (3) 原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は、燃料取替実施計画に定める配置とする。                      (4) (1) 又は (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。</p>	<p>(燃料移動手順)                      第83条 燃料GMは、原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。                      (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。                      (2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。                      (3) 原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は、燃料取替実施計画に定める配置とする。                      (4) (1) 又は (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																																				
<p>(燃料移動)</p> <p>第84条 当直長は、第83条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。</p> <p>2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。</p> <p>3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-aの措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表84-1-bについて確認する。</p> <p>5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-bの措置を講じる。</p> <p>6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第72～75条に準拠する。</p> <p>表84-1-a</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td style="text-align: center;">燃料移動開始前※1</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料移動開始前※1</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p> <p>表84-1-b 〔1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉〕</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）</td> <td style="text-align: center;">制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の（4）適用時を除く。</p>	項 目	頻 度	1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※1	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※1	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	項 目	頻 度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度	<p>(燃料移動)</p> <p>第84条 当直長は、第83条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。</p> <p>2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。</p> <p>3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-aの措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表84-1-bについて確認する。</p> <p>5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-bの措置を講じる。</p> <p>6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第72～75条に準拠する。</p> <p><u>7. 当直長は、燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること（7号炉）。</u></p> <p>表84-1-a</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td style="text-align: center;">燃料移動開始前※1</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料移動開始前※1</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p> <p>表84-1-b 〔1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉〕</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）</td> <td style="text-align: center;">制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2</td> <td style="text-align: center;">毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の（4）適用時を除く。</p>	項 目	頻 度	1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※1	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※1	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	項 目	頻 度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	頻 度																																																					
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※1																																																					
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※1																																																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																																																					
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																																																					
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																																																					
項 目	頻 度																																																					
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2	制御棒を引き抜く直前																																																					
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前																																																					
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2	毎日1回																																																					
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2	毎日1回																																																					
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																																																					
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度																																																					
項 目	頻 度																																																					
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※1																																																					
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※1																																																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																																																					
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																																																					
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																																																					
項 目	頻 度																																																					
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2	制御棒を引き抜く直前																																																					
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前																																																					
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2	毎日1回																																																					
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※2	毎日1回																																																					
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																																																					
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																																																												
<p>[6号炉及び7号炉]</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:60%;">項 目</th> <th style="width:40%;">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の(4)適用時を除く。</p> <p>表84-2-a</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">条件</th> <th style="width:60%;">要求される措置</th> <th style="width:25%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>表84-2-b</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">条件</th> <th style="width:60%;">要求される措置</th> <th style="width:25%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度	条件	要求される措置	完了時間	A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに	又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに	条件	要求される措置	完了時間	A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに	又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに	<p>[6号炉及び7号炉]</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:60%;">項 目</th> <th style="width:40%;">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の(4)適用時を除く。</p> <p>表84-2-a</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">条件</th> <th style="width:60%;">要求される措置</th> <th style="width:25%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>表84-2-b</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">条件</th> <th style="width:60%;">要求される措置</th> <th style="width:25%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度	条件	要求される措置	完了時間	A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに	又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに	条件	要求される措置	完了時間	A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに	又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに	
項 目	頻度																																																																													
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																																																																													
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前																																																																													
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																																													
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																																													
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。	燃料を装荷する直前																																																																													
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度																																																																													
条件	要求される措置	完了時間																																																																												
A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに																																																																												
	又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに																																																																												
条件	要求される措置	完了時間																																																																												
A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに																																																																												
	又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに																																																																												
項 目	頻度																																																																													
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																																																																													
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前																																																																													
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																																													
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																																													
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを管理的手段により確認する。	燃料を装荷する直前																																																																													
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び 制御棒を操作する都度																																																																													
条件	要求される措置	完了時間																																																																												
A. 表84-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに																																																																												
	又は A3. 2. 表84-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに																																																																												
条件	要求される措置	完了時間																																																																												
A. 表84-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに																																																																												
	及び A3. 1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに																																																																												
	又は A3. 2. 表84-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表85に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 実用炉規則第14条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。</p> <p>(2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。</p> <p>表85</p> <table border="1" data-bbox="127 951 1249 1276"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>1号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>4号炉</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 5号炉, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>6号炉</td> <td>6号炉</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： 使用済燃料プールで35ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	3号炉	3号炉	4号炉	4号炉	5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	6号炉	6号炉	7号炉	7号炉	<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表85に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p><u>(5) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。</u></p> <p><u>(6) 原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること(7号炉)。</u></p> <p>2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 実用炉規則第89条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。</p> <p>(2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。</p> <p><u>3. 各GMは、使用済燃料プール周辺に設置する設備について、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること(7号炉)。</u></p> <p>表85</p> <table border="1" data-bbox="1380 951 2502 1276"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>1号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>4号炉</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 5号炉, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>6号炉</td> <td>6号炉</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： 使用済燃料プールで35ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	3号炉	3号炉	4号炉	4号炉	5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	6号炉	6号炉	7号炉	7号炉	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																																	
1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
3号炉	3号炉																																	
4号炉	4号炉																																	
5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
6号炉	6号炉																																	
7号炉	7号炉																																	
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																																	
1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
3号炉	3号炉																																	
4号炉	4号炉																																	
5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
6号炉	6号炉																																	
7号炉	7号炉																																	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条 燃料GMは、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3) から (6) の適用を除く。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外において運搬する場合は、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条 燃料GMは、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p><u>(5) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。</u></p> <p><u>(6) 原子炉建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、キヤスクピットゲートを閉止すること及び使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度を制限すること(7号炉)。</u></p> <p>3. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3) から (6) の適用を除く。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外において運搬する場合は、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第 6 章 放射性廃棄物管理</p> <p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第 8 7 条 各 GM は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>*</sup>又は保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液は、当直長が濃縮廃液タンクに貯蔵又は固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、環境 GM が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、燃料 GM が使用済燃料プールに貯蔵する。ただし、封入又はしゃへい等の措置により環境 GM が貯蔵庫に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂は、当直長が使用済樹脂槽等に貯蔵又は固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、環境 GM が貯蔵庫に保管する。又は、当直長が雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、環境 GM が貯蔵庫に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各 GM がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、環境 GM が貯蔵庫に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。</p> <p>イ. 焼却する場合は、当直長が雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。</p> <p>ロ. 圧縮減容する場合は、放射線管理 GM が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各 GM は、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表 1 2 0 - 1 の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各 GM は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 環境 GM は、貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1 週間に 1 回貯蔵庫を巡視するとともに、3 ヶ月に 1 回保管量を確認する。</p> <p>(2) 当直長は、使用済樹脂槽等における使用済樹脂の貯蔵状況を監視し、3 ヶ月に 1 回貯蔵量を確認する。</p> <p>(3) 燃料 GM は、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の貯蔵量を 3 ヶ月に 1 回確認する。</p> <p>(4) 当直長は、濃縮廃液タンクにおける濃縮廃液の貯蔵状況を監視し、3 ヶ月に 1 回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 環境 GM は貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各 GM は管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(3) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する。ただし、第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p style="text-align: center;">第 6 章 放射性廃棄物管理</p> <p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第 8 7 条 各 GM は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>*</sup>又は保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液は、当直長が濃縮廃液タンクに貯蔵又は固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、環境 GM が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、燃料 GM が使用済燃料プールに貯蔵する。ただし、封入又はしゃへい等の措置により環境 GM が貯蔵庫に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂は、当直長が使用済樹脂槽等に貯蔵又は固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、環境 GM が貯蔵庫に保管する。又は、当直長が雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、環境 GM が貯蔵庫に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各 GM がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、環境 GM が貯蔵庫に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。</p> <p>イ. 焼却する場合は、当直長が雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。</p> <p>ロ. 圧縮減容する場合は、放射線管理 GM が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各 GM は、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表 1 2 0 - 1 の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各 GM は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 環境 GM は、貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1 週間に 1 回貯蔵庫を巡視するとともに、3 ヶ月に 1 回保管量を確認する。</p> <p>(2) 当直長は、使用済樹脂槽等における使用済樹脂の貯蔵状況を監視し、3 ヶ月に 1 回貯蔵量を確認する。</p> <p>(3) 燃料 GM は、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の貯蔵量を 3 ヶ月に 1 回確認する。</p> <p>(4) 当直長は、濃縮廃液タンクにおける濃縮廃液の貯蔵状況を監視し、3 ヶ月に 1 回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 環境 GM は貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各 GM は管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(3) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の 1 0 分の 1 を超えていないことを確認する。ただし、第 9 3 条第 1 項 (1) に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>7. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 環境GMは、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>※：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p> <p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理) 第87条の2 「原子力施設において設置された資材等又は使用された物品であって「核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」(以下「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等(以下、本条において「資材等」という。)及び管理区域内において使用された工具類等(以下、本条において「物品」という。)とする。</p> <p>2. 環境GMは、管理区域内において設置された資材等又は使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 汚染のおそれのない管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により測定された念のための放射線測定評価結果が、理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 汚染のおそれのない管理区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>また、適切な測定方法により測定された念のための放射線測定評価結果が、理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各GMは、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、管理区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>7. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 環境GMは、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>※：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p> <p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理) 第87条の2 「原子力施設において設置された資材等又は使用された物品であって「核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」(以下「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等(以下、本条において「資材等」という。)及び管理区域内において使用された工具類等(以下、本条において「物品」という。)とする。</p> <p>2. 環境GMは、管理区域内において設置された資材等又は使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 汚染のおそれのない管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により測定された念のための放射線測定評価結果が、理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 汚染のおそれのない管理区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 汚染のおそれのない管理区域以外の管理区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>また、適切な測定方法により測定された念のための放射線測定評価結果が、理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各GMは、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、管理区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																												
<p>(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)</p> <p>第87条の3 放射線管理GMは、<u>電気事業法</u>に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下「設備・機器等」という。)について、福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各GMは、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄又は資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第88条 化学管理GMは、表88-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、表88-2に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>(3) 復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表88-3に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。</p> <p>2. 当直長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、排水モニタを監視し、復水器冷却水放水口より放出する。</p> <table border="1" data-bbox="124 1108 1261 1352"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td>・貯留槽 ・収集槽</td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク</td> </tr> </tbody> </table> <p>表88-2</p> <table border="1" data-bbox="124 1434 881 1556"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)</td> <td>2.5 × 10<sup>11</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>表88-3</p> <table border="1" data-bbox="124 1638 881 1719"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>2.5 × 10<sup>13</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table>	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・貯留槽 ・収集槽	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク	項目	放出管理目標値	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	2.5 × 10 <sup>11</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値	トリチウム	2.5 × 10 <sup>13</sup> Bq/年	<p>(事故由来放射性物質の降下物の影響確認)</p> <p>第87条の3 放射線管理GMは、<u>原子炉等規制法</u>に基づく工事計画(変更)認可申請書に記載されている設備・機器等(以下「設備・機器等」という。)について、福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物(以下「降下物」という。)の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各GMは、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄又は資源として有効利用しようとする際には、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第88条 化学管理GMは、表88-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、表88-2に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>(3) 復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表88-3に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。</p> <p>2. 当直長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、排水モニタを監視し、復水器冷却水放水口より放出する。</p> <table border="1" data-bbox="1380 1108 2528 1352"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td>・貯留槽 ・収集槽</td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク</td> </tr> </tbody> </table> <p>表88-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1434 2136 1556"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)</td> <td>2.5 × 10<sup>11</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>表88-3</p> <table border="1" data-bbox="1380 1638 2136 1719"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>2.5 × 10<sup>13</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table>	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・貯留槽 ・収集槽	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク	項目	放出管理目標値	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	2.5 × 10 <sup>11</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値	トリチウム	2.5 × 10 <sup>13</sup> Bq/年	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>変更なし</p>
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																										
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・貯留槽 ・収集槽																																										
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク																																										
項目	放出管理目標値																																													
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	2.5 × 10 <sup>11</sup> Bq/年																																													
項目	放出管理の基準値																																													
トリチウム	2.5 × 10 <sup>13</sup> Bq/年																																													
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																										
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・貯留槽 ・収集槽																																										
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	・収集タンク ・サンプル槽 ・サンプルタンク																																										
項目	放出管理目標値																																													
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	2.5 × 10 <sup>11</sup> Bq/年																																													
項目	放出管理の基準値																																													
トリチウム	2.5 × 10 <sup>13</sup> Bq/年																																													

変 更 前	変 更 後	備 考																																																																				
<p>(放射性気体廃棄物の管理)</p> <p>第89条 化学管理GMは、表89-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長、又は環境GMに通知する。</p> <p>(1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素131）の放出量が、表89-2に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 当直長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒モニタを監視し、排気筒等より放出する。</p> <p>3. 表89-1に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第93条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>(1) 各GMは、フィルタ付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>(2) 化学管理GMは、表89-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令の定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>表89-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">放射性 気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">主排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常 時</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>焼却設備 排気筒</td> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 処理建 屋排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用 ガス 処理系</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常時 (非常用ガス処理系 運転時)</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表89-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td>6.7×10<sup>15</sup>Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素131</td> <td>2.3×10<sup>11</sup>Bq/年</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性 気体 廃棄物	主排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	焼却設備 排気筒	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	固体廃棄物 処理建 屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	非常用 ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系 運転時)	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)	項 目	放出管理目標値	放射性気体廃棄物 希ガス	6.7×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素131	2.3×10 <sup>11</sup> Bq/年	<p>(放射性気体廃棄物の管理)</p> <p>第89条 化学管理GMは、表89-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長又は環境GMに通知する。</p> <p>(1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素131）の放出量が、表89-2に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 当直長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒モニタを監視し、排気筒等より放出する。</p> <p>3. 表89-1に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第93条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>(1) 各GMは、フィルタ付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>(2) 化学管理GMは、表89-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空気中放射性物質の濃度が法令の定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>表89-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">放射性 気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">主排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常 時</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>焼却設備 排気筒</td> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 処理建 屋排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用 ガス 処理系</td> <td>希ガス濃度</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>常時 (非常用ガス処理系 運転時)</td> </tr> <tr> <td>よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表89-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td>6.7×10<sup>15</sup>Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素131</td> <td>2.3×10<sup>11</sup>Bq/年</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性 気体 廃棄物	主排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	焼却設備 排気筒	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	固体廃棄物 処理建 屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	非常用 ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系 運転時)	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)	項 目	放出管理目標値	放射性気体廃棄物 希ガス	6.7×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素131	2.3×10 <sup>11</sup> Bq/年	<p>記載の適正化</p>
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																		
放射性 気体 廃棄物	主排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時																																																																		
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																		
	焼却設備 排気筒	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																																																		
	固体廃棄物 処理建 屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																		
	非常用 ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系 運転時)																																																																		
よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)		試料放射能測定装置	1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)																																																																			
項 目	放出管理目標値																																																																					
放射性気体廃棄物 希ガス	6.7×10 <sup>15</sup> Bq/年																																																																					
よう素131	2.3×10 <sup>11</sup> Bq/年																																																																					
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																		
放射性 気体 廃棄物	主排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常 時																																																																		
		よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																		
	焼却設備 排気筒	よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																																																		
	固体廃棄物 処理建 屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																		
	非常用 ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系 運転時)																																																																		
よう素131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)		試料放射能測定装置	1週間に1回 (非常用ガス処理系 運転時)																																																																			
項 目	放出管理目標値																																																																					
放射性気体廃棄物 希ガス	6.7×10 <sup>15</sup> Bq/年																																																																					
よう素131	2.3×10 <sup>11</sup> Bq/年																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考																																																																										
<p>表 89-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th colspan="2">測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>排気筒等以外の排気出口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p> <p>(放出管理用計測器の管理)</p> <p>第90条 各GMは、表90に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。なお、環境施設GMは排水モニタに限り、修理又は代替品を補充することができる。</p> <p>表 90</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器</td> <td>排水モニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>6台</td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>14台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用</p> <p>(頻度の定義)</p> <p>第91条 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表91のとおりとする。</p> <p>表 91</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>頻度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>				測定項目	計測器種類	測定頻度		排気筒等以外の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御GM	6台	b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器	試料放射能測定装置	化学管理GM	2台	2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御GM	14台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>表 89-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th colspan="2">測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>排気筒等以外の排気出口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p> <p>(放出管理用計測器の管理)</p> <p>第90条 各GMは、表90に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。なお、環境施設GMは排水モニタに限り、修理又は代替品を補充することができる。</p> <p>表 90</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器</td> <td>排水モニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>6台</td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器</td> <td>排気筒モニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>14台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用</p> <p>(頻度の定義)</p> <p>第91条 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表91のとおりとする。</p> <p>表 91</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>頻度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>				測定項目	計測器種類	測定頻度		排気筒等以外の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御GM	6台	b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器	試料放射能測定装置	化学管理GM	2台	2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御GM	14台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p>
測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																																
排気筒等以外の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																																																															
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																															
1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御GM	6台																																																																															
b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器	試料放射能測定装置	化学管理GM	2台																																																																															
2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御GM	14台																																																																															
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																															
頻度	考え方																																																																																	
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																																																																																	
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																																																																																	
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																																																																																	
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																																																																																	
測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																																
排気筒等以外の排気出口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																																																															
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																															
1. a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御GM	6台																																																																															
b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器	試料放射能測定装置	化学管理GM	2台																																																																															
2. 放射性気体廃棄物放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御GM	14台																																																																															
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																															
頻度	考え方																																																																																	
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																																																																																	
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																																																																																	
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																																																																																	
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																																																																																	



変 更 前	変 更 後	備 考																										
<p style="text-align: center;"><b>第 7 章 放射線管理</b></p> <p>(管理区域の設定及び解除)</p> <p>第 9 2 条 管理区域は、<a href="#">添付 2</a> に示す区域とする。</p> <p>2. 放射線管理 GM は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3. 放射線管理 GM は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。</p> <p>4. 放射線管理 GM は、<a href="#">添付 2</a> における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表 9 2 に示す作業を行う場合で、3 ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>5. 放射線管理 GM は、第 4 項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理 GM は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>7. 放射線管理 GM は、第 6 項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理 GM が確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>表 9 2</p> <table border="1" data-bbox="124 1295 593 1831"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	<p style="text-align: center;"><b>第 7 章 放射線管理</b></p> <p>(管理区域の設定及び解除)</p> <p>第 9 2 条 管理区域は、<a href="#">添付 4</a> に示す区域とする。</p> <p>2. 放射線管理 GM は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3. 放射線管理 GM は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。</p> <p>4. 放射線管理 GM は、<a href="#">添付 4</a> における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表 9 2 に示す作業を行う場合で、3 ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>5. 放射線管理 GM は、第 4 項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理 GM は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>7. 放射線管理 GM は、第 6 項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理 GM が確認し、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>表 9 2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1295 1849 1831"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	<p>記載の適正化</p>
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第93条 放射線管理GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域 (以下「汚染のおそれのない管理区域」という。)</p> <p>(2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p> <p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第94条 放射線管理GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理GMの承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第93条 放射線管理GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域 (以下「汚染のおそれのない管理区域」という。)</p> <p>(2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付4に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p> <p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第94条 放射線管理GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理GMの承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第95条 放射線安全GMは、別途定められた管理区域への立入許可に係る事項に基づき、管理区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理GMは、第1項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>3. 放射線管理GMは、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、管理区域から退出する者又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p> <p>(管理区域出入者の遵守事項)</p> <p>第96条 放射線管理GMは、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合又は放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第94条第1項(2)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、又は第95条第5項に基づく放射線管理GMの指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。</p>	<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第95条 放射線安全GMは、別途定められた管理区域への立入許可に係る事項に基づき、管理区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理GMは、第1項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>3. 放射線管理GMは、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、管理区域から退出する者又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p> <p>(管理区域出入者の遵守事項)</p> <p>第96条 放射線管理GMは、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合又は放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第94条第1項(2)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合又は第95条第5項に基づく放射線管理GMの指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。</p>	<p>変更なし</p> <p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	備考
<p>(保全区域) 第97条 保全区域は、添付3に示す区域とする。 2. 防護管理GMは、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p> <p>(周辺監視区域) 第98条 周辺監視区域は、図98に示す区域とする。 2. 防護管理GMは、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。</p> <p>図98</p>	<p>(保全区域) 第97条 保全区域は、添付5に示す区域とする。 2. 防護管理GMは、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p> <p>(周辺監視区域) 第98条 周辺監視区域は、図98に示す区域とする。 2. 防護管理GMは、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。</p> <p>図98</p>	<p>記載の適正化</p> <p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考												
<p>(線量の評価)</p> <p>第99条 放射線安全GMは、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表99に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表99</p> <table border="1" data-bbox="127 428 902 558"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p> <p>(床、壁等の除染)</p> <p>第100条 各GMは、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合又は発見した場合は、放射線管理GMに連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管GMは、汚染状況等について放射線管理GMの確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管GMは、その措置結果について、放射線管理GMの確認を得る。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>	<p>(線量の評価)</p> <p>第99条 放射線安全GMは、所員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表99に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表99</p> <table border="1" data-bbox="1380 428 2154 558"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p> <p>(床、壁等の除染)</p> <p>第100条 各GMは、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合又は発見した場合は、放射線管理GMに連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管GMは、汚染状況等について放射線管理GMの確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管GMは、その措置結果について、放射線管理GMの確認を得る。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p>
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>													
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>※1</sup>													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																		
<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第101条 放射線管理GMは、表101-1及び表101-2（第93条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線安全GMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第1項の測定により、放射線安全GMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表101-1</p> <table border="1" data-bbox="124 667 1240 1073"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測 定 項 目</th> <th>測 定 頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日運転中に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※4</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリアモニタにおいて測定する項目                  ※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※4：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表101-2</p> <table border="1" data-bbox="124 1312 1308 1493"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測 定 項 目</th> <th>測 定 頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)	<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第101条 放射線管理GMは、表101-1及び表101-2（第93条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線安全GMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第1項の測定により、放射線安全GMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表101-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 667 2496 1073"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測 定 項 目</th> <th>測 定 頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日運転中に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※4</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリアモニタにおいて測定する項目                  ※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※4：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表101-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1312 2564 1493"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測 定 項 目</th> <th>測 定 頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)	<p>変更なし</p>
場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度																																																		
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回																																																		
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																		
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																		
	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時																																																		
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																		
場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度																																																		
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)																																																		
場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度																																																		
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回																																																		
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																		
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																		
	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時																																																		
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																		
場 所	測 定 項 目	測 定 頻 度																																																		
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域 が設定されている期間)																																																		

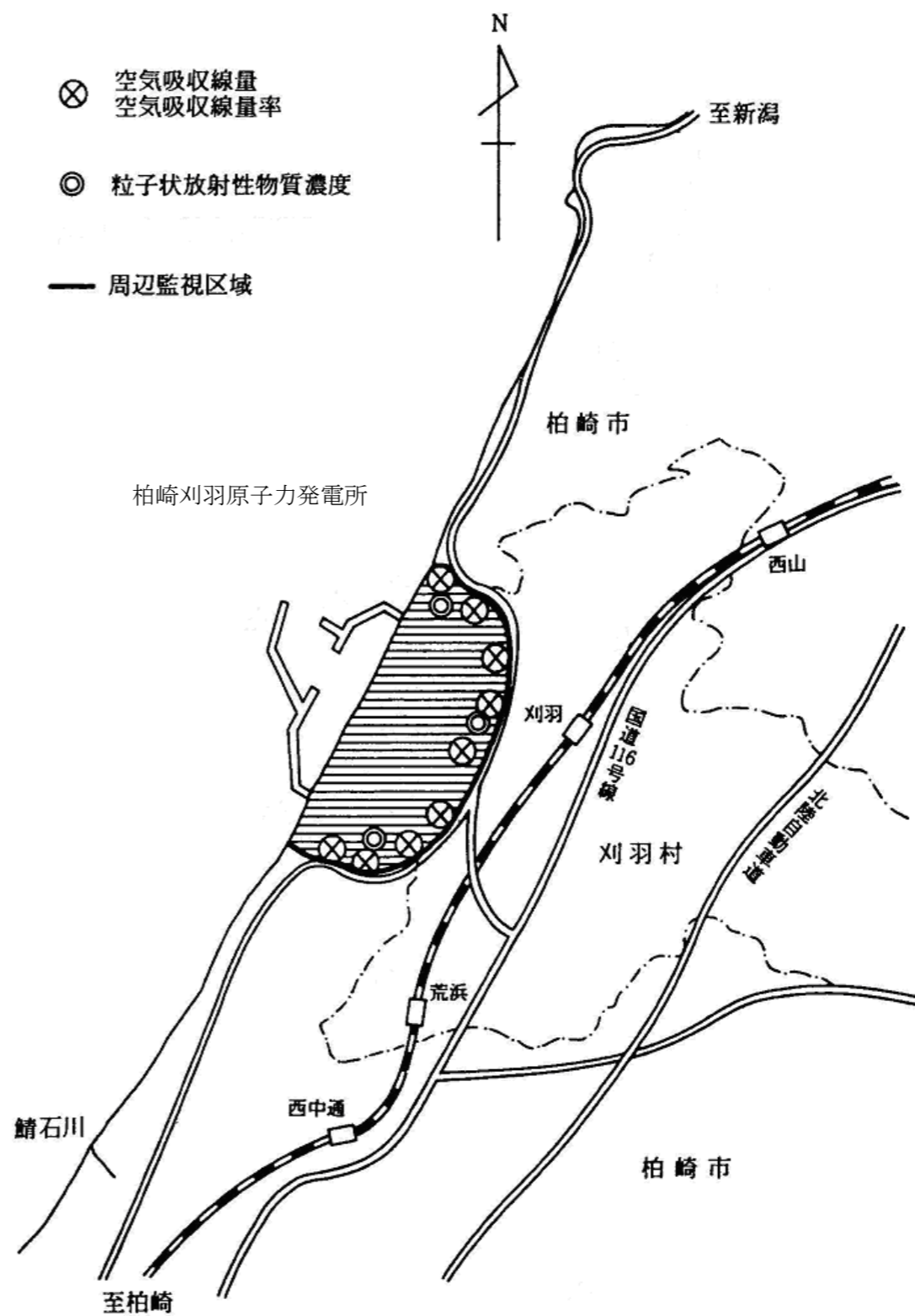
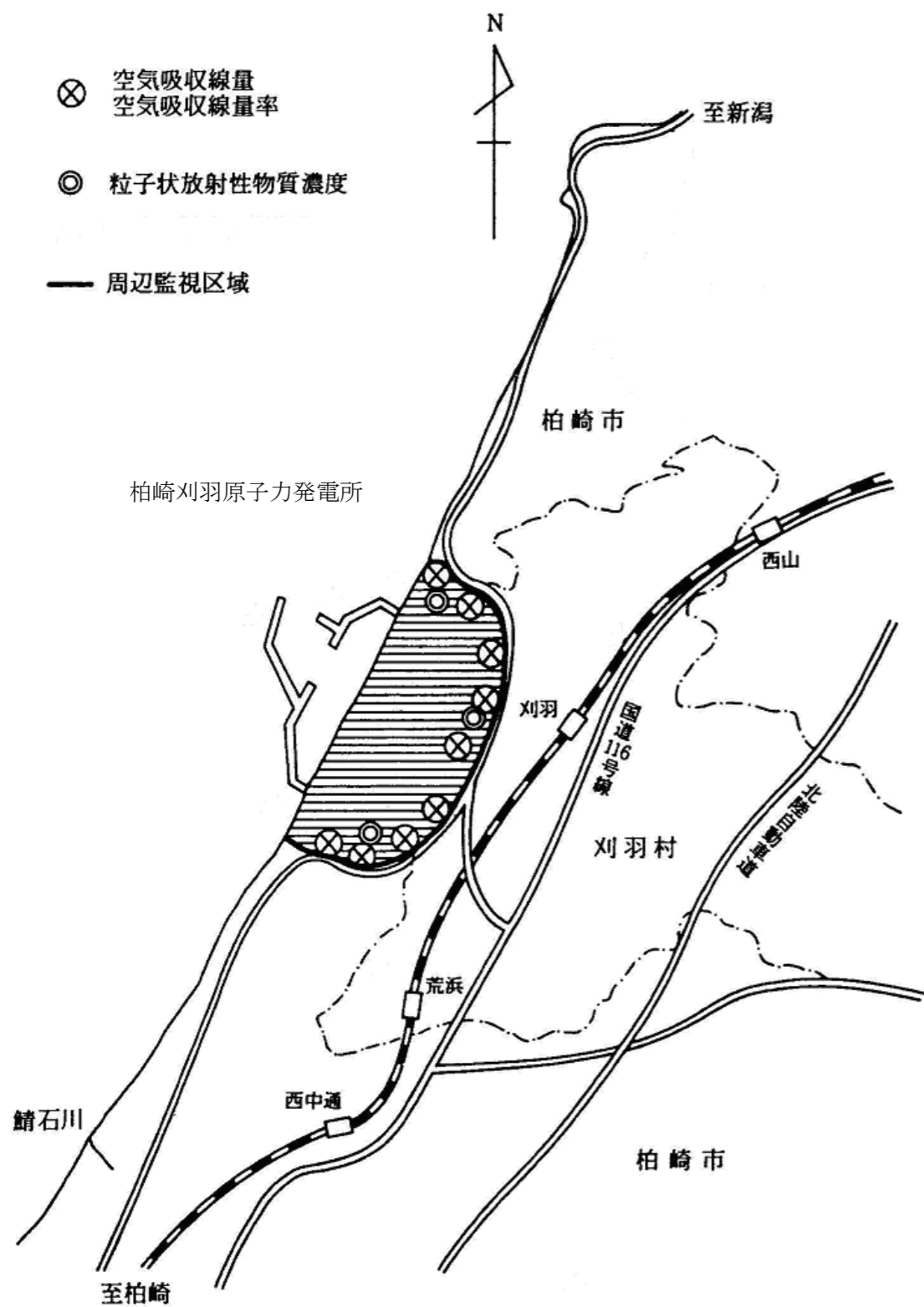
変更前

変更後

備考

図101

図101



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																																		
<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第102条 各GMは、表102に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。</p> <p>表102</p> <table border="1" data-bbox="124 430 1255 1018"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 被ばく管理用計測器</td> <td>電子式線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>退出モニタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>7台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>集積線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 放射線監視用計測器</td> <td>モニタリングポスト</td> <td>放射線安全GM</td> <td>9台</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>296台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：表90の試料放射能測定装置と共用 ※2：管理区域外測定用の14台を含む。</p>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	退出モニタ	放射線安全GM	7台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	集積線量計	放射線安全GM	1式	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台	<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第102条 各GMは、表102に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。</p> <p>表102</p> <table border="1" data-bbox="1380 430 2510 1018"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 被ばく管理用計測器</td> <td>電子式線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>退出モニタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>7台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>集積線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 放射線監視用計測器</td> <td>モニタリングポスト</td> <td>放射線安全GM</td> <td>9台</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>296台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：表90の試料放射能測定装置と共用 ※2：管理区域外測定用の14台を含む。</p>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	退出モニタ	放射線安全GM	7台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	集積線量計	放射線安全GM	1式	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台	<p>変更なし</p>
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																																	
1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台																																																																																	
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	退出モニタ	放射線安全GM	7台																																																																																	
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																																	
	集積線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台																																																																																	
	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>																																																																																	
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																																	
1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台																																																																																	
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	退出モニタ	放射線安全GM	7台																																																																																	
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																																	
	集積線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台																																																																																	
	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>																																																																																	
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
<p>(管理区域外等への搬出及び運搬)</p> <p>第103条 放射線管理GMは、各GMが管理区域外に搬出する物品又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各GMは、管理区域外に核燃料物質等（第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第87条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第2項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>(管理区域外等への搬出及び運搬)</p> <p>第103条 放射線管理GMは、各GMが管理区域外に搬出する物品又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各GMは、管理区域外に核燃料物質等（第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第87条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第2項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>記載の適正化</p>																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																								
<p>(発電所外への運搬) 第104条 各GMは、核燃料物質等(第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>(協力企業の放射線防護) 第105条 放射線安全GMは、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。 (1) 管理区域出入者の遵守事項 イ. 出入方法に関する事。ロ. 個人線量計の着用に関する事。ハ. 保護衣の着用に関する事。ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。ホ. 管理区域内での飲食及び喫煙に関する事。 (2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。 (3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。 2. 各GMは、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(頻度の定義) 第106条 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表106のとおりとする。</p> <p>表106</p> <table border="1" data-bbox="124 1138 1169 1545"> <thead> <tr> <th>頻 度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>毎日運転中に1回</td> <td>午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻 度	考え方	毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>(発電所外への運搬) 第104条 各GMは、核燃料物質等(第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。)を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>(協力企業の放射線防護) 第105条 放射線安全GMは、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。 (1) 管理区域出入者の遵守事項 イ. 出入方法に関する事。ロ. 個人線量計の着用に関する事。ハ. 保護衣の着用に関する事。ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。ホ. 管理区域内での飲食及び喫煙に関する事。 (2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。 (3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。 2. 各GMは、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(頻度の定義) 第106条 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表106のとおりとする。</p> <p>表106</p> <table border="1" data-bbox="1380 1138 2502 1545"> <thead> <tr> <th>頻 度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>毎日運転中に1回</td> <td>午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻 度	考え方	毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p>
頻 度	考え方																									
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									
頻 度	考え方																									
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第 8 章 保守管理</p> <p>(保守管理計画) 第 1 0 7 条 保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【保守管理計画】</p> <p>1. 定義 本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7）」に従うものとする。</p> <p>2. 保守管理の実施方針及び保守管理目標 (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。 (2) さらに、第 1 0 7 条の 2 に定める長期保守管理方針を策定又は変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。 (3) 組織は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。</p> <p>3. 保全プログラムの策定 組織は、2. の保守管理目標を達成するため 4. より 1 1. からなる保全プログラムを策定する。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>4. 保全対象範囲の策定 組織は、原子力発電施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。 (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備 (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備 (3) <u>「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和 4 0 年通商産業省令第 6 2 号）（以下、「省令 6 2 号」という。）」に規定される設備</u>  <u>(4) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備</u> <u>(5) その他自ら定める設備</u></p>	<p style="text-align: center;">第 8 章 保守管理</p> <p>(保守管理計画) 第 1 0 7 条 保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【保守管理計画】</p> <p>1. 定義 本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7）」に従うものとする。</p> <p>2. 保守管理の実施方針及び保守管理目標 (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。 (2) さらに、第 1 0 7 条の 2 に定める長期保守管理方針を策定又は変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。 (3) 組織は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。</p> <p>3. 保全プログラムの策定 組織は、2. の保守管理目標を達成するため 4. より 1 1. からなる保全プログラムを策定する。また、1 2. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7. 3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>4. 保全対象範囲の策定 組織は、原子力発電施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。 (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備 (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備 (3) <u>設置変更許可申請書及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備</u> <u>(4) 自主対策設備*<sup>1</sup>（7 号炉）</u> <u>(5) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備</u> <u>(6) その他自ら定める設備</u> <u>※ 1：自主対策設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>5. 保全重要度の設定</p> <p>組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の保全重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、<u>PSA</u>から得られるリスク情報を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。</p> <p>なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、<u>PSA</u>から得られるリスク情報を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1) 又は (2) に基づき設定する。</p> <p>6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5. の保全重要度を踏まえ、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標</p> <p>プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>i. 7000 臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数</p> <p>ii. 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数</p> <p>iii. 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数</p> <p>ii. 非待機 (UA) 時間<sup>※1</sup></p> <p><b>※1</b> : 非待機 (UA) 時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標</p> <p>プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。</p> <p>ii. 非待機 (UA) 時間の目標値は、点検実績及び第4章第3節 (運転上の制限) 第19条から第71条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。</p> <p>(3) 組織は、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。</p>	<p>5. 保全重要度の設定</p> <p>組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の保全重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、<u>重大事故等対処設備 (7号炉) に該当すること及び重要度分類指針の重要度に基づき、確率論的リスク評価</u>から得られるリスク情報<u>並びに運転経験等</u>を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。</p> <p>なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、<u>確率論的リスク評価</u>から得られるリスク情報<u>及び運転経験等</u>を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1) 又は (2) に基づき設定する。</p> <p>6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5. の保全重要度を踏まえ、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標</p> <p>プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>i. 7000 臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数</p> <p>ii. 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数</p> <p>iii. 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能<u>並びに重大事故等対処設備 (7号炉) に対して</u>以下のものを設定する。</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数</p> <p>ii. 非待機 (UA) 時間<sup>※2</sup></p> <p><b>※2</b> : 非待機 (UA) 時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標</p> <p>プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。</p> <p>ii. 非待機 (UA) 時間の目標値は、点検実績及び第4章第3節 (運転上の制限) 第19条から第71条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。</p> <p>(3) 組織は、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p>7. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 点検計画 (7. 1 参照)</li> <li>b) 補修、取替え及び改造計画 (7. 2 参照)</li> <li>c) 特別な保全計画 (7. 3 参照)</li> </ul> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、1 1. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験</li> <li>b) 使用環境及び設置環境</li> <li>c) 劣化、故障モード</li> <li>d) 機器の構造等の設計的知見</li> <li>e) 科学的知見</li> </ul> <p>(3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>7. 1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 予防保全 <ul style="list-style-type: none"> <li>i. 時間基準保全</li> <li>ii. 状態基準保全</li> </ul> </li> <li>b) 事後保全</li> </ul> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 時間基準保全 <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①点検の具体的方法</li> <li>②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</li> <li>③実施頻度</li> <li>④実施時期</li> </ul> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> </li> <li>b) 状態基準保全 <ul style="list-style-type: none"> <li>i. 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。 <ul style="list-style-type: none"> <li>①状態監視データの具体的採取方法</li> <li>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準</li> <li>③状態監視データ採取頻度</li> <li>④実施時期</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>	<p>7. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、4. の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 点検計画 (7. 1 参照)</li> <li>b) 補修、取替え及び改造計画 (7. 2 参照)</li> <li>c) 特別な保全計画 (7. 3 参照)</li> </ul> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、1 1. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験</li> <li>b) 使用環境及び設置環境</li> <li>c) 劣化、故障モード</li> <li>d) 機器の構造等の設計的知見</li> <li>e) 科学的知見</li> </ul> <p>(3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>7. 1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 予防保全 <ul style="list-style-type: none"> <li>i. 時間基準保全</li> <li>ii. 状態基準保全</li> </ul> </li> <li>b) 事後保全</li> </ul> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 時間基準保全 <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①点検の具体的方法</li> <li>②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</li> <li>③実施頻度</li> <li>④実施時期</li> </ul> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> </li> <li>b) 状態基準保全 <ul style="list-style-type: none"> <li>i. 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。 <ul style="list-style-type: none"> <li>①状態監視データの具体的採取方法</li> <li>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準</li> <li>③状態監視データ採取頻度</li> <li>④実施時期</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>ii. 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>iii. 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①定例試験の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c) 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。</p> <p>7. 2 補修、取替え及び改造計画の策定</p> <p>(1) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器に対する補修工事については、補修工事に対する法令に基づく必要な手続きの要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。</p> <p>(2) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a) 検査及び試験の具体的方法</p> <p>b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) 検査及び試験の実施時期</p>	<p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>ii. 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>iii. 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①定例試験の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c) 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。</p> <p>7. 2 補修、取替え及び改造計画の策定</p> <p>(1) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器※3に対する補修工事については、補修工事に対する法令に基づく必要な手続き※4の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。</p> <p>(2) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a) 検査及び試験の具体的方法</p> <p>b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) 検査及び試験の実施時期</p> <p>※3：安全上重要な機器とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器及び構造物をいう（以下、本条及び第120条において同じ）</p> <p>※4：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（工事の計画の認可）、第43条の3の10（工事の計画の届出）、第43条の3の11（使用前検査）、第43条の3の12（燃料体検査）及び第43条の3の13（溶接安全管理検査）並びに電気事業法第47条・48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう（以下、本条及び第120条において同じ）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>7. 3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a) 点検の具体的方法</p> <p>b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) 点検の実施時期</p> <p>8. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。</p> <p>a) 工事計画</p> <p>b) 設計管理</p> <p>c) 調達管理</p> <p>d) 工事管理</p> <p>(3) 組織は、点検・補修等の結果について記録する。</p> <p>9. 点検・補修等の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>※2</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期<sup>※2</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p><b>※2</b>：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置及び予防処置</p> <p>(1) 組織は、以下の a) 及び b) の場合には、不適合管理を行った上で、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。</p> <p>a) 点検・補修等を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合</p> <p>b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあつて、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、(1) a) 及び b) の場合の不適合管理、是正処置及び予防処置について記録する。</p> <p>11. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。</p> <p>なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a) 保全活動管理指標の監視結果</p>	<p>7. 3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a) 点検の具体的方法</p> <p>b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) 点検の実施時期</p> <p>8. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。</p> <p>a) 工事計画</p> <p>b) 設計管理</p> <p>c) 調達管理</p> <p>d) 工事管理</p> <p>(3) 組織は、点検・補修等の結果について記録する。</p> <p>9. 点検・補修等の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p><b>※5</b>：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置及び予防処置</p> <p>(1) 組織は、以下の a) 及び b) の場合には、不適合管理を行った上で、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。</p> <p>a) 点検・補修等を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合</p> <p>b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあつて、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、(1) a) 及び b) の場合の不適合管理、是正処置及び予防処置について記録する。</p> <p>11. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。</p> <p>なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a) 保全活動管理指標の監視結果</p>	<p></p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績                      c) トラブルなど運転経験                      d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果                      e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ                      f) リスク情報, 科学的知見</p> <p>(2) 組織は, 保全の有効性評価の結果を踏まえ, 構築物, 系統及び機器の保全方式を変更する場合には, 7. 1に基づき保全方式を選定する。また, 構築物, 系統及び機器の点検間隔を変更する場合には, 保全重要度を踏まえた上で, 以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a) 点検及び取替結果の評価                      b) 劣化トレンドによる評価                      c) 類似機器等のベンチマークによる評価                      d) 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は, 保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。</p> <p>1 2. 保守管理の有効性評価</p> <p>(1) 組織は, 1 1. の保全の有効性評価の結果及び2. の保守管理目標の達成度から, 定期的に保守管理の有効性を評価し, 保守管理が有効に機能していることを確認するとともに, 継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は, 保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。</p> <p>1 3. 情報共有</p> <p>組織は, 保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を, BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。</p> <p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針)                      第107条の2                      高経年化評価GMは, 重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器及び構造物<sup>※1</sup>について, 各号炉毎, 営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに, また, 営業運転を開始した日以後30年を経過した日以降10年を超えない期間毎に, 実施手順及び実施体制を定め, これに基づき, 各GMは, 以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価                      (2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定</p> <p>2. 各GMは, 第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合, その他前項(1)の評価を行うために設定した条件, 評価方法を変更する場合は, 前項(1)の評価の見直しを行い, その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。</p> <p>3. 1号炉及び5号炉の長期保守管理方針は添付4に示すものとする。</p> <p>※1: 動作する機能を有する機器及び構造物に関し, 原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。</p>	<p>b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績                      c) トラブルなど運転経験                      d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果                      e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ                      f) リスク情報, 科学的知見</p> <p>(2) 組織は, 保全の有効性評価の結果を踏まえ, 構築物, 系統及び機器の保全方式を変更する場合には, 7. 1に基づき保全方式を選定する。また, 構築物, 系統及び機器の点検間隔を変更する場合には, 保全重要度を踏まえた上で, 以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a) 点検及び取替結果の評価                      b) 劣化トレンドによる評価                      c) 類似機器等のベンチマークによる評価                      d) 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は, 保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。</p> <p>1 2. 保守管理の有効性評価</p> <p>(1) 組織は, 1 1. の保全の有効性評価の結果及び2. の保守管理目標の達成度から, 定期的に保守管理の有効性を評価し, 保守管理が有効に機能していることを確認するとともに, 継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は, 保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。</p> <p>1 3. 情報共有</p> <p>組織は, 保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を, BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。</p> <p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針)                      第107条の2                      高経年化評価GMは, 重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器及び構造物<sup>※1</sup><u>並びに常設重大事故等対処設備<sup>※1※2</sup></u>について, 各号炉毎, 営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに, また, 営業運転を開始した日以後30年を経過した日以降10年を超えない期間毎に, 実施手順及び実施体制を定め, これに基づき, 各GMは, 以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価                      (2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定</p> <p>2. 各GMは, 第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合, その他前項(1)の評価を行うために設定した条件, 評価方法を変更する場合は, 前項(1)の評価の見直しを行い, その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。</p> <p>3. 1号炉及び5号炉の長期保守管理方針は添付6に示すものとする。</p> <p>※1: 動作する機能を有する機器及び構造物に関し, 原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。                      ※2: 「<u>常設重大事故等対処設備</u>」とは, <u>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則第43条第2項の設備をいう。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第9章 緊急時の措置</p> <p>(原子力防災組織)</p> <p>第108条 防災安全GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災安全GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)</p>	<p style="text-align: center;">第9章 緊急時の措置</p> <p>(原子力防災組織)</p> <p>第108条 防災安全GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災安全GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(原子力防災組織の要員) 第109条 防災安全GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(原子力防災組織の要員) 第109条 防災安全GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(緊急作業従事者の選定)</p> <p>第109条の2 防災安全GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業<sup>※1</sup>に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 表109の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者</p> <p>(2) 表109の2の緊急作業についての訓練を受けた者</p> <p>(3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する要員にあっては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p>表109の2</p> <table border="1" data-bbox="127 789 1207 1199"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識</td> <td>2時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td>関係法令</td> <td>0.5時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い<sup>※2</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。</p> <p><sup>※2</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第17条第2項、第17条の2第1項、第112条、第118条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練</li> </ul>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	関係法令	0.5時間以上	訓練	緊急作業の方法	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※2</sup>	3時間以上	<p>(緊急作業従事者の選定)</p> <p>第109条の2 防災安全GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業<sup>※1</sup>に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 表109の2の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者</p> <p>(2) 表109の2の緊急作業についての訓練を受けた者</p> <p>(3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する要員にあっては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p>表109の2</p> <table border="1" data-bbox="1380 789 2460 1199"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識</td> <td>2時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td>関係法令</td> <td>0.5時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法<sup>※2</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い<sup>※3</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。</p> <p><sup>※2</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第17条の7第3項、第17条の9第1項、第118条のうち、緊急作業の方法に関する訓練</li> </ul> <p><sup>※3</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第17条第1項、第17条の7第3項、第17条の8第1項、第17条の9第1項、第112条、第118条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練</li> </ul>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	関係法令	0.5時間以上	訓練	緊急作業の方法 <sup>※2</sup>	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※3</sup>	3時間以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
分類	項目	時間																																		
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上																																		
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																																		
	関係法令	0.5時間以上																																		
訓練	緊急作業の方法	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※2</sup>	3時間以上																																		
分類	項目	時間																																		
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上																																		
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																																		
	関係法令	0.5時間以上																																		
訓練	緊急作業の方法 <sup>※2</sup>	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※3</sup>	3時間以上																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(原子力防災資機材等)</p> <p>第110条 各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 技術計画GM及び発電GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>(原子力防災資機材等)</p> <p>第110条 各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 技術計画GM及び発電GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>変更なし</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(通報経路)                      第111条 防災安全GMは、<b>緊急事態</b>が発生した場合の社内及び国、県、市村等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(通報経路)                      第111条 防災安全GMは、<b>警戒事態該当事象</b>が発生した場合 <b>又は特定事象が発生した場合</b>の社内及び国、県、市村等の社外関係機関との<b>連絡経路又は</b>通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(緊急時演習)                      第112条 防災安全GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>(緊急時演習)                      第112条 防災安全GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(通報)</p> <p>第113条 当直長等は、<u>原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である</u>場合は、第111条に定める<u>通報</u>経路にしたがって、所長に<u>通報</u>する。</p> <p>2. 所長は、<u>緊急事態</u>の発生について<u>通報</u>を受け、<u>又は</u>自ら発見した場合は、第111条に定める<u>通報</u>経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。</p>	<p>(通報)</p> <p>第113条 当直長等は、<u>警戒事態該当事象が発生した場合又は特定事象が発生した</u>場合は、第111条に定める<u>経路</u>にしたがって、所長に<u>報告</u>する。</p> <p>2. 所長は、<u>警戒事態該当事象の発生又は特定事象の発生</u>について<u>報告</u>を受け、<u>若しくは</u>自ら発見した場合は、第111条に定める<u>経路</u>にしたがって、社内及び社外関係機関に<u>連絡又は</u>通報する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(<u>緊急時</u>態勢の発令)</p> <p>第114条 所長は、<u>緊急事態が発生</u>した場合は、<u>緊急時態勢</u>を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。</p>	<p>(<u>原子力防災</u>態勢の発令)</p> <p>第114条 所長は、<u>警戒事態該当事象の発生又は特定事象の発生について報告を受け、若しくは自ら発見</u>した場合は、<u>原子力防災態勢</u>を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。<u>所長は、原子力防災態勢を発令した場合は、直ちに原子力運営管理部に報告する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(応急措置)                      第115条 本部長は、原子力防災組織を統括し、<b>緊急事態</b>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備及び避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置</li> </ul>	<p>(応急措置)                      第115条 本部長は、原子力防災組織を統括し、<b>原子力防災態勢を発令した場合</b>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備及び避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(緊急時における活動)                      第116条 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第115条で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>(緊急時における活動)                      第116条 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第115条で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考												
<p>(緊急作業従事者の線量管理等)</p> <p>第116条の2 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量及び等価線量を表116の2に定める項目及び頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。</p> <p>(2) 原子炉施設の状況及び作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。</p> <p>2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中及び緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p>表116の2</p> <table border="1" data-bbox="127 709 970 835"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項 目	頻 度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>(緊急作業従事者の線量管理等)</p> <p>第116条の2 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量及び等価線量を表116の2に定める項目及び頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。</p> <p>(2) 原子炉施設の状況及び作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。</p> <p>2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中及び緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p>表116の2</p> <table border="1" data-bbox="1380 709 2223 835"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項 目	頻 度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>変更なし</p>
項 目	頻 度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
項 目	頻 度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(<u>緊急時</u>態勢の解除)</p> <p>第117条 本部長は、事象が収束し、<u>緊急時</u>態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、<u>緊急時</u>態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。</p>	<p>(<u>原子力防災</u>態勢の解除)</p> <p>第117条 本部長は、事象が収束し、<u>原子力防災</u>態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、<u>原子力防災</u>態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第10章 保安教育</p> <p>(所員への保安教育)</p> <p>第118条 原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NH-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</p> <p>(2) 原子力人財育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条第2項に基づき保安委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び原子力・立地本部長へ報告する。</p> <p>ただし、各GMが、定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 原子力人財育成センター所長は、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p style="text-align: center;">第10章 保安教育</p> <p>(所員への保安教育)</p> <p>第118条 原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NH-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子力人財育成センター所長は、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表118-1, 2, 3の実施方針に基づいて作成し、<u>原子炉</u>主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</p> <p>(2) 原子力人財育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条第2項に基づき保安委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長及び原子力・立地本部長へ報告する。</p> <p>ただし、各GMが、定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 原子力人財育成センター所長は、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表  
変更前

表 118-1

所員への保安教育実施方針（総括表）

備考

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者及び教育時間表 2																							
	中分類 (実用規程 2.1.5.5 の内容)	小分類 (項目)		内 容	当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射線業務取扱 業務の業務に 関わる者	燃料取扱の業務に 関わる者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員																
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関する法令の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																
		原子炉のしくみ	原子炉のしくみ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																
	原子炉施設の構造、性能に関する事項	設備概要、主要系統の機能	原子炉容器等主要機器の構造に関する事項 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	×																
	非常の場合に講ずべき処置に関する事項		非常の場合に講ずべき処置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																
放射線業務 従事者 教育 ※1	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉施設の構造、性能に関する事項	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																
		放射線管理に関する事項	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造に関する事項 原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入り及び退去の手順 外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が生体の細胞、組織、臓器及び全身に与える影響									管理区域内において核燃料物質、使用済燃料はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時															
	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項	核燃料物質又は使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類及び性状並びに運搬、貯蔵、廃棄の方法・順序																									
	非常の場合に講ずべき処置に関する事項	異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法																									
その他 反復教育	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉施設保安規定	保安規定（総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記録及び報告）の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																
		運転管理	臨界管理に関する事項 運転上の留意事項に関する事項、過則に関する事項 運転上の制限に関する事項 異常時の措置に関する事項 原子炉物理・理論に関する事項 巡回点検に関する事項 定期試験操作に関する事項 異常時対応（現場機器対応） 異常時対応（中央操作室内対応） 異常時対応（指揮、状況判断） シミュレータ訓練Ⅰ（成績連携訓練） シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令）									対象者、実施時期及び教育時間については、表 118-3 参照															
	原子炉施設の運転に関する事項	シミュレータ訓練Ⅰ（成績連携訓練） シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令）	◎										◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎							
	保守管理	保守管理計画に関する事項																			◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
放射線管理に関する事項	放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に関する事項 線量計等、被ばく管理に関する事項 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 管理区域外への移動等物品移動の管理に関する事項 協力企業等の放射線防護に関する事項	◎		◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎																	
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関する事項 燃料管理における臨界管理 燃料の検査、取替、運搬及び貯蔵に関する事項										◎	◎															
非常の場合に講ずべき処置に関する事項	緊急事態対応策等、原子力防災対策活動に関する事項（ <u>アラウンド・マネジメント</u> 対応を含む）		◎										◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎							

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。  
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。  
※4：アラウンド・マネジメント対応については、支援組織要員を対象とする。

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃差はあり）  
○：業務に関連する者が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃差はあり）  
×：教育の対象外  
（ ）：合計の教育時間

変更後

表 118-1

所員への保安教育実施方針（総括表）

備考

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者及び教育時間表 2																				
	中分類 (実用規程 2.1.5.5 の内容)	小分類 (項目)		内 容	当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射線業務取扱 業務の業務に 関わる者	燃料取扱の業務に 関わる者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員													
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関する法令の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎													
		原子炉のしくみ	原子炉のしくみ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎													
	原子炉施設の構造、性能に関する事項	設備概要、主要系統の機能	原子炉容器等主要機器の構造に関する事項 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	×													
	非常の場合に講ずべき処置に関する事項		非常の場合に講ずべき処置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎													
放射線業務 従事者 教育 ※1	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉施設の構造、性能に関する事項	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎													
		放射線管理に関する事項	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造に関する事項 原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入り及び退去の手順 外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が生体の細胞、組織、臓器及び全身に与える影響									管理区域内において核燃料物質、使用済燃料はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時												
	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項	核燃料物質又は使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類及び性状並びに運搬、貯蔵、廃棄の方法・順序																						
	非常の場合に講ずべき処置に関する事項	異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法																						
その他 反復教育	関係法令及び保安規定 の遵守に関する事項	原子炉施設保安規定	保安規定（総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記録及び報告）の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎													
		運転管理	臨界管理に関する事項 運転上の留意事項に関する事項、過則に関する事項 運転上の制限に関する事項 異常時の措置に関する事項 原子炉物理・理論に関する事項 巡回点検に関する事項 定期試験操作に関する事項 異常時対応（現場機器対応） 異常時対応（中央操作室内対応） 異常時対応（指揮、状況判断） シミュレータ訓練Ⅰ（成績連携訓練） シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令）									対象者、実施時期及び教育時間については、表 118-3 参照												
	原子炉施設の運転に関する事項	シミュレータ訓練Ⅰ（成績連携訓練） シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令）	◎										◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎					
	保守管理	保守管理計画に関する事項																		◎	◎	◎	◎	◎
放射線管理に関する事項	放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に関する事項 線量計等、被ばく管理に関する事項 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 管理区域外への移動等物品移動の管理に関する事項 協力企業等の放射線防護に関する事項	◎		◎	◎	◎	◎	◎	◎															
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関する事項 燃料管理における臨界管理 燃料の検査、取替、運搬及び貯蔵に関する事項									◎	◎	◎												
非常の場合に講ずべき処置に関する事項	緊急事態対応策等、原子力防災対策活動に関する事項（ <u>アラウンド・マネジメント</u> 対応を含む） <u>重大事象等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する事項</u> <u>火災発生時の措置に関する事項</u> <u>内部放射線発生時の措置に関する事項</u> <u>火山影響等発生時の措置に関する事項</u> <u>その自然災害（地震、津波、豪雪等）発生時及び有毒ガス発生時の措置に関する事項を含む</u> 、その実施時期は、1回/年以上とする。		1回/年以上										◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎					

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。  
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。  
※4：重大事象等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する事項、火災発生時の措置に関する事項、内部放射線発生時の措置に関する事項、火山影響等発生時の措置に関する事項、その自然災害（地震、津波、豪雪等）発生時及び有毒ガス発生時の措置に関する事項を含む、その実施時期は、1回/年以上とする。

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃差はあり）  
○：業務に関連する者が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃差はあり）  
×：教育の対象外  
（ ）：合計の教育時間

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更

表118-2

所員への保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

総括表中分類との対応	内 容	対象者及び教育時間※2							電離則の分類
		運転員※3			運転員以外の技術系所員				
		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備 の業務に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員	
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法								
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法								
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業								
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去								
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置								

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。  
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
 ※3：運転員には作業管理グループ員を含む。

◎：全員が教育の対象  
 ○：業務に関連する者が教育の対象  
 ( )：合計の教育時間

変更後

表118-2

所員への保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

変更なし

総括表中分類との対応	内 容	対象者及び教育時間※2							電離則の分類
		運転員※3			運転員以外の技術系所員				
		当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備 の業務に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員	
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法								
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法								
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	◎ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	関係法令
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業								
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業								
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	◎ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	○ (2.0時間以上)	原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去								
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い								
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置								

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。  
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
 ※3：運転員には作業管理グループ員を含む。

◎：全員が教育の対象  
 ○：業務に関連する者が教育の対象  
 ( )：合計の教育時間

表 118-3

所員への保安教育実施方針（運転員）

保安教育の内容			内 容	対象者※1					実施時期及び教育時間
中分類	小分類 (項目)	細目		運転員※2					
				当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備の 業務に関わる者	燃料取替の 業務に関わる者	
関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	保安に関する各組織及び各職務の具体的な役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	◎	<廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で2.4時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
原子炉施設の運転に関すること	運転管理	運転管理Ⅰ	運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			原子炉物理(臨界管理等を含む)・理論	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		監視点検・定例試験Ⅰ	監視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		異常時対応 (現場機器対応)	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			警報発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の留意事項の基準値と管理方法	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の制限の具体的な値と制限を満足しない場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		監視点検・定例試験Ⅱ	監視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の操作と基準値	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
異常時対応 (中央操作室内対応)	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	警報発生時の対応操作(中央操作室)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	異常時操作の対応(中央操作室)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
運転管理Ⅲ	運転上の留意事項の根拠と制限を満足しない場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	制限及び制限を満足しない場合の措置の根拠と適用	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
異常時対応 (指揮、状況判断)	異常時操作の対応(判断・指揮命令含む)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	警報発生時の監視の項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
運転訓練	シミュレータ訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の連携訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で1.5時間以上
		シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で9時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で9時間以上
保守管理	保守管理計画に関すること	定期検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		定期検査時の管理項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
放射性廃棄物管理 燃料管理	放射性廃棄物管理 燃料管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で2.4時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		燃料の境界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	

- ◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり）  
×：教育の対象外  
※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
※2：運転員には作業管理グループ員を含む。  
※3：記載するにあたっての考えは、以下のとおり。  
・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）  
・この○年間で○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。  
（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）  
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

変 更 後

表 118-3

所員への保安教育実施方針（運転員）

保安教育の内容			内 容	対象者※1					実施時期及び教育時間
中分類	小分類 (項目)	細目		運転員※2					
				当直長 当直副長	当直主任 当直副主任 主機操作員	補機操作員	放射性廃棄物処理設備の 業務に関わる者	燃料取替の 業務に関わる者	
関係法令及び保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定(総則、品質保証、体制及び評価、保安教育、記録及び報告に関する規則)の概要、並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること	保安に関する各組織及び各職務の具体的な役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	◎	<廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で2.4時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
原子炉施設の運転に関すること	運転管理	運転管理Ⅰ	運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			原子炉物理(臨界管理等を含む)・理論	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		監視点検・定例試験Ⅰ	監視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		異常時対応※5 (現場機器対応)	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			警報発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		運転管理Ⅱ	運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の留意事項の基準値と管理方法	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の制限の具体的な値と制限を満足しない場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
		監視点検・定例試験Ⅱ	監視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
			定例試験の操作と基準値	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)
異常時対応※5 (中央操作室内対応)	原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	警報発生時の対応操作(中央操作室)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	異常時操作の対応(中央操作室)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
運転管理Ⅲ	運転上の留意事項の根拠と制限を満足しない場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	制限及び制限を満足しない場合の措置の根拠と適用	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
異常時対応※5 (指揮、状況判断)	異常時操作の対応(判断・指揮命令含む)	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
	警報発生時の監視の項目	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)		
運転訓練	シミュレータ訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の連携訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で1.5時間以上
		シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で9時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で9時間以上
保守管理	保守管理計画に関すること	定期検査時の管理項目の概要	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		定期検査時の管理項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	<当直長、当直副長、当直主任、当直副主任、主機操作員、補機操作員> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
放射性廃棄物管理 燃料管理	放射性廃棄物管理 燃料管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で2.4時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		燃料の境界管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	
		燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3.0時間以上※3 ※4(下記※4と同枠内)	

- ◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり）  
×：教育の対象外  
※1：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。  
※2：運転員には作業管理グループ員を含む。  
※3：記載するにあたっての考えは、以下のとおり。  
・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。（ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある）  
・この○年間で○時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。  
（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）  
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。  
※5：重大事故等及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること並びに火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害(地震、津波、竜巻等)発生時及び有毒ガス発生時の措置に関することを含む。



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p>第119条 各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 各GMは、原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</p> <p><u>4. 発電GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p><u>ただし、発電GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</u></p> <p>5. 発電GM又は燃料GMは、燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</p> <p><u>6. 発電GM又は燃料GMは、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p>ただし、<u>発電GM又は燃料GMが、別途定められた</u>基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p>	<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p>第119条 各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 各GMは、原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を<u>原子炉</u>主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</p> <p><u>4. 発電GM又は燃料GMは、燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を<u>原子炉</u>主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</u></p> <p><u>5. 各GMは、火災、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は、当該業務に従事する請負会社従業員に対し、安全に必要な教育が表118-1の実施方針のうち「運転員以外の技術系所員」に準じる保安教育(火災発生時の措置に関すること、緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること(重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む))の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。</u></p> <p><u>6. 各GMは、第3項、第4項及び第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p>ただし、<u>所長により別途承認された</u>基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p>	<p></p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表  
変 更 前

備 考

表 1 1 9

保安教育実施方針（協力企業）

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

保安教育の内容				対象者※2		
大分類	中分類 (実用炉規則第1.6条 の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育 ※1	原子炉施設の構造・性能に関すること		作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令及び保安規定の遵守に関すること		関係法令及び保安規定の遵守に関すること		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容			対象者及び教育時間※2		電離則の分類	
総括表中分類との対応	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外		
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料又はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること		◎ (1.5時間以上)	×	◎ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序					
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法					
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響					
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項					
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業					
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。  
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象  
○：業務に関連する者が教育の対象  
×：教育の対象外  
( )：合計の教育時間

変 更 後

備 考

表 1 1 9

保安教育実施方針（協力企業）

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

保安教育の内容				対象者※2		
大分類	中分類 (実用炉規則第9.2条 の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育 ※1	原子炉施設の構造・性能に関すること		作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令及び保安規定の遵守に関すること		関係法令及び保安規定の遵守に関すること		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

保安教育の内容			対象者及び教育時間※2		電離則の分類	
総括表中分類との対応	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外		
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状 ②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状	管理区域内において核燃料物質、使用済燃料又はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること		◎ (1.5時間以上)	×	◎ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序					
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法					
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類及び性質 ②電離放射線が生体の細胞、組織、器官及び全身に与える影響					
関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項					
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入り及び退去の手順					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵及び廃棄の作業					
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業					
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。  
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象  
○：業務に関連する者が教育の対象  
×：教育の対象外  
( )：合計の教育時間

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

変更前			変更後			備考
第11章 記録及び報告			第11章 記録及び報告			原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)  記載の適正化
(記録) 第120条 組織は、表120-1及び表120-2に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。			(記録) 第120条 組織は、表120-1及び表120-2に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。			
表120-1			表120-1			
記録(実用炉規則第7条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	記録(実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	
1. 原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日1回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後5年が経過するまでの期間	1. 原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日1回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後5年が経過するまでの期間	
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	
3. 点検・補修等の結果(安全上重要な機器 <sup>*2</sup> は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	3. 点検・補修等の結果(安全上重要な機器 <sup>*2</sup> は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	
4. 安全上重要な機器 <sup>*2</sup> の点検・補修等の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*3</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	4. 安全上重要な機器及び構造物 <sup>*2</sup> の点検・補修等の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*3</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	
5. 点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	5. 点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	
6. 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	6. 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	
7. 保全の有効性評価、保守管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針、保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間	7. 保全の有効性評価、保守管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針、保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間	
8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間	8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間	
9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されて	10年間	9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されて	10年間	
10. 炉心の温度	いる場合連続して	10年間	10. 炉心の温度	いる場合連続して	10年間	
11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間	11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間	
12. 冷却材出口温度		10年間	12. 冷却材出口温度		10年間	
13. 冷却材圧力		10年間	13. 冷却材圧力		10年間	
14. 冷却材流量		10年間	14. 冷却材流量		10年間	
15. 制御棒位置		同上	1年間		15. 制御棒位置	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
記録（実用炉規則第7条に基づく記録）	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間	記録（実用炉規則第6.7条に基づく記録）	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間	
16. 再結合装置内の温度	同上	1年間	16. 再結合装置内の温度	同上	1年間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
17. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間	17. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間	
18. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間	18. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間	
19. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間	19. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間	
20. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間	20. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間	
21. 運転開始日時	その都度	1年間	21. 運転開始日時	その都度	1年間	
22. 臨界到達日時	同上	1年間	22. 臨界到達日時	同上	1年間	
23. 運転切替日時	同上	1年間	23. 運転切替日時	同上	1年間	
24. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	24. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	
25. 運転停止日時	同上	1年間	25. 運転停止日時	同上	1年間	
26. 警報装置から発せられた警報の内容※ <sup>4</sup>	同上	1年間	26. 警報装置から発せられた警報の内容※ <sup>4</sup>	同上	1年間	
27. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間	27. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間	
28. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間	28. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間	
29. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	29. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	
30. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間	30. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間	
31. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	31. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	
32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
記録（実用炉規則第7条に基づく記録）	記録すべき場合*1	保存期間	記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合*1	保存期間	
33. 原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	33. 原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
34. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回，3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間	34. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回，3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間	
35. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空气中的放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	35. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空气中的放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	
36. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量，女子*5の放射線業務従事者の4月1日，7月1日，10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回，3月間の線量にあつては3月ごとに1回，1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※6	36. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量，女子*5の放射線業務従事者の4月1日，7月1日，10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回，3月間の線量にあつては3月ごとに1回，1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※6	
37. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※6	37. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※6	
38. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※6	38. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※6	
39. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※6	39. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※6	
40. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間	40. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間	
41. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法	廃棄の都度	※7	41. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法	廃棄の都度	※7	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
記録（実用炉規則第7条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	記録（実用炉規則第6.7条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	
42. 放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法	封入又は固型化の都度	※7	42. 放射性廃棄物を容器に封入し又は容器に固型化した場合には、その方法	封入又は固型化の都度	※7	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
43. 放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況及び担当者の氏名	広がり防止及び除去の都度	1年間	43. 放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況及び担当者の氏名	広がり防止及び除去の都度	1年間	
44. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※7	44. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※7	
45. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※7	45. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※7	
46. 事故の原因	同上	※7	46. 事故の原因	同上	※7	
47. 事故後の処置	同上	※7	47. 事故後の処置	同上	※7	
48. 風向及び風速	連続して	10年間	48. 風向及び風速	連続して	10年間	
49. 降雨量	同上	10年間	49. 降雨量	同上	10年間	
50. 大気温度	同上	10年間	50. 大気温度	同上	10年間	
51. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	51. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	
52. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間	52. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間	
53. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※7	53. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※7	
54. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※7	54. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※7	
<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：安全上重要な機器とは、安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。</p> <p>※3：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法 <a href="#">第26条</a>（変更の許可及び届出等）、電気事業法 第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）<u>並びに第52条（溶接安全管理検査）</u>に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。</p> <p>※4：「警報装置から発せられた警報」とは、<a href="#">省令62号第21条第1項</a>に規定する範囲の警報をいう。</p> <p>※5：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※6：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間</p> <p>※7：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間</p>			<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：安全上重要な機器とは、安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。</p> <p>※3：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法 <a href="#">第43条の3の8</a>（変更の許可及び届出等）、<a href="#">第43条の3の9（工事の計画の認可）</a>、<a href="#">第43条の3の10（工事の計画の届出）</a>、<a href="#">第43条の3の11（使用前検査）</a>及び<a href="#">第43条の3の13（溶接安全管理検査）</a><u>並びに</u>電気事業法 第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。</p> <p>※4：「警報装置から発せられた警報」とは、<a href="#">技術基準規則第47条第1項及び第2項</a>に規定する範囲の警報をいう。</p> <p>※5：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※6：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間</p> <p>※7：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表120-2※8			表120-2※8			原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)  記載の適正化
記録(実用炉規則第7条に基づく記録)	記録すべき場合	保存期間	記録(実用炉規則第6.7条に基づく記録)	記録すべき場合	保存期間	
1. 品質保証計画に関する以下の文書			1. 品質保証計画に関する以下の文書			
第3条品質保証計画の「4.2.1a)~d)」に定める文書	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間	第3条品質保証計画の「4.2.1a)~d)」に定める文書	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間	
2. JEAC4111の要求事項に基づき作成する以下の記録			2. JEAC4111の要求事項に基づき作成する以下の記録			
(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5年	(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5年	
(2) 教育, 訓練, 技能及び経験について該当する記録	作成の都度	5年	(2) 教育, 訓練, 技能及び経験について該当する記録	作成の都度	5年	
(3) 業務のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年	(3) 業務のプロセス及びその結果が, 要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年	
(4) 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録, 及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年	(4) 業務に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年	
(5) 原子力発電施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5年	(5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5年	
(6) 設計・開発のレビューの結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(6) 設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(7) 設計・開発の検証の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(7) 設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5年	(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5年	
(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録, 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(11) 供給者の評価の結果の記録, 及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5年	(11) 供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5年	
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	5年	(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	5年	
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5年	(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5年	
(14) 組織外の所有物に関して, 組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5年	(14) 組織外の所有物に関して, 組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5年	
(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5年	(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5年	
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の, 過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5年	(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の, 過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5年	
(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5年	(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5年	
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5年	(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5年	
(19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5年	(19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5年	
(20) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人の記録	作成の都度	5年	(20) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人の記録	作成の都度	5年	
(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年	(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年	
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年	(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年	
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年	(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年	

※8: 表120-1を適用する場合は, 本表を適用しない。

※8: 表120-1を適用する場合は, 本表を適用しない。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(報告)</p> <p>第121条 各GM又は運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合 (第73条)</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合 (第88条, 第89条)</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合 (第101条)</p> <p>(4) 実用炉規則第19条の17第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合</p> <p>(5) 第76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>(報告)</p> <p>第121条 各GM又は運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合 (第73条)</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合 (第88条, 第89条)</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合 (第101条)</p> <p>(4) 実用炉規則第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合</p> <p>(5) 第76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合並びに夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)の報告方法は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（令和2年2月27日 原規規発第2002272号） （施行期日） 第1条 この規定は、令和2年4月10日から施行する。</p> <p>附則（平成25年12月11日 原管B発第1312111号） （施行期日） 第1条 2. 第63条及び第64条は、5号炉及び6号炉の蓄電池に係る使用前検査合格日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（平成25年8月12日 原管B発第1308121号） （施行期日） 第1条 第63条及び第64条は、1号炉及び7号炉の蓄電池に係る使用前検査合格日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（平成23年5月11日 平成23・04・21原第7号） （施行期日） 第1条 2. 第61条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。</p> <p>附則（平成13年3月12日 平成13・02・15原第23号） （施行期日） 第1条 2. 3号炉の原子炉熱的制限値は、MOX燃料装荷開始日から適用することとし、これ以前の間は別表25-1による。</p>	<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（令和 年 月 日 原規規発第 号） （施行期日） 第1条 <u>この規定は、令和 年 月 日から施行する。</u> <u>2. 本規定施行の際、使用前検査の対象となる規定（第3項を除く。）については、原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、上記検査がない設備については構造、強度又は漏えいに係る検査終了日以降に適用する。</u> <u>なお、第12条（運転員等の確保）については、7号炉の原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時の工事の工程における各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用する。</u> <u>3. 第66条（重大事故等対処設備）のうち、高压代替注水系に係る規定については、原子炉の状態が運転の期間における使用前検査終了日以降に適用する。</u></p> <p>附則（令和2年2月27日 原規規発第2002272号） （施行期日） 第1条 この規定は、令和2年4月10日から施行する。</p> <p>附則（平成25年12月11日 原管B発第1312111号） （施行期日） 第1条 2. 第63条及び第64条は、5号炉及び6号炉の蓄電池に係る使用前検査合格日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（平成25年8月12日 原管B発第1308121号） （施行期日） 第1条 第63条及び第64条は、1号炉及び7号炉の蓄電池に係る使用前検査合格日から適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>附則（平成23年5月11日 平成23・04・21原第7号） （施行期日） 第1条 2. 第61条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。</p> <p>附則（平成13年3月12日 平成13・02・15原第23号） （施行期日） 第1条 2. 3号炉の原子炉熱的制限値は、MOX燃料装荷開始日から適用することとし、これ以前の間は別表25-1による。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考
別表25-1		別表25-1		
項目	運転上の制限	項目	運転上の制限	
原子炉熱的制限値		原子炉熱的制限値		
最小限界出力比		最小限界出力比		
高燃焼度8×8燃料	1.24以上	高燃焼度8×8燃料	1.24以上	
9×9燃料(A型)	1.23以上	9×9燃料(A型)	1.23以上	
9×9燃料(B型)	1.22以上	9×9燃料(B型)	1.22以上	
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>別 添 2017年8月25日 原子力規制委員会提出文書</u></p> <p style="text-align: center;"><u>(第2条関連)</u></p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;"><u>『原子力事業者としての基本姿勢』作成の元となった2017年8月25日 原子力規制委員会に提出した原文</u></p> <div style="border: 1px solid red; padding: 10px;"> <p style="text-align: right;"><u>2017年8月25日</u></p> <p style="text-align: center;"><u>原子力規制委員会 殿</u></p> <p style="text-align: right;"><u>東京電力ホールディングス株式会社</u> <u>代表執行役社長 小早川 智明</u></p> <p style="text-align: center;"><u>本年 7月10日の原子力規制委員会との意見交換に関する回答</u></p> <p><u>1. はじめに</u></p> <p><u>当社が起こした福島原子力事故により、私たちは、支えて下さった地元の皆さまに塗炭の苦しみを与えました。事故を起こした当事者の代表として、私は、このような事故を二度と起こさないと固く誓い、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げるため、自ら判断し、実行し、説明する責任を果たしてまいります。</u></p> <p><u>福島の方からは、当社が福島第一原子力発電所の廃炉を安全にやり遂げることについて、強いご要請を頂いています。廃炉の過程には、処理水をどう取り扱うのか、放射性廃棄物をどう処分するのか、などの課題があると認識しています。</u></p> <p><u>新潟の方からは、福島原子力事故の教訓を安全対策等に結びつけるための徹底的な検証を行うことについて、強いご要請を頂いています。</u></p> <p><u>こうした地元のご要請に真摯に向き合い、決して独りよがりにはならず、私をはじめ経営層が地元へ足を運び、対話を重ね、地元の思いに配慮しつつ責任を果たすことが、私たちの主体性と考えています。</u></p> <p><u>なお、福島第二原子力発電所や柏崎刈羽原子力発電所の今後についても、同様に経営としてしっかり検討・判断してまいります。</u></p> <p><u>これまで、当社は、社外に向かって当社の考えをお伝えし、行動を起こしていく姿勢に欠けていたものと自覚しています。同様に、社内においても、こうした姿勢の欠如に起因する部門間のコミュニケーションの悪さが、組織の一体感のなさや対外情報発信の至らなさを招いたものと反省しています。このため、私は、組織の縦割りや閉鎖性を打破することにより、社内外に開かれた組織をつくってまいります。</u></p> <p><u>また、福島復興、福島第一原子力発電所の廃炉、賠償をやり遂げることと、終わりなき原子力の安全性向上に取り組むことは、当社自身の責任であると改めて自覚します。トップである私が先頭に立ち、現地現物主義で自らの頭と手を使い、主体性を持って様々な課題をやり遂げる企業文化を根付かせてまいります。</u></p> <p><u>原子力の安全に対しては、社長の私が責任者です。私はこの責任に決して尻込みしません。この責任を果たすにあたり、協力企業を含め、私とともに安全を担う現場からの声を、トップである私がしっかり受け止め、原子力安全の向上のための改革を進めます。同時に、こうした取組の中で、私の責任で現場のモチベーションを高めていくことも実施してまいります。</u></p> <p><u>会長以下の取締役会は、原子力安全監視室、原子力改革監視委員会をはじめとする、原子力の専門家からの指導、助言も踏まえ、私が先頭に立って進める執行の取組を監督する役割を果たしてまいります。</u></p> </div>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>こうした決意の下、7月10日の貴委員会における各論点に関して、以下のとおりお答えします。</u></p> <p><u>2. 各論点に対するご回答</u></p> <p><u>① 福島第一原子力発電所の廃炉を主体的に取り組み、やりきる覚悟と実績を示すことができない事業者は、柏崎刈羽原子力発電所を運転する資格は無い</u></p> <p>福島第一原子力発電所の廃炉は、国内外の叡智や、地元をはじめ多くの関係者のご協力を得つつ、当社が主体となり進めます。貴委員会の「福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」で示されたリスクの低減はもとより、福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めます。</p> <p>福島第一原子力発電所の廃炉を進めるにあたっては、進捗に応じて、地元の方々の思いや安心、復興のステップに配慮しつつ、当社は、主体的に関係者にしっかりと向き合い、課題への対応をご説明し、やり遂げる覚悟です。</p> <p>これまでの地元の方との対話から、私が感じているのは、風評被害の払しょくに向けた当社の取組は不十分であり、これまで以上に努力して取り組む必要があるということです。当社は、風評被害の対策について、誠意と決意を持って取り組んでまいります。</p> <p>今後、当社は、風評被害に対する行動計画を作成し、「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会」の場をはじめ、あらゆる機会を捉え、ご説明してまいります。行動計画の作成にあたっては、これまで取り組んできた以下の項目に留まらず、地元の方々のご意見を伺い、幅広く検討してまいります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 福島第一廃炉・汚染水対策に関する国内外への情報提供</li> <li>○ 福島県産品の購入等に関する取組</li> </ul> <p><u>② 福島第一原子力発電所の廃炉に多額を要する中で、柏崎刈羽原子力発電所に対する事業者責任を全うできる見込みが無いと、柏崎刈羽原子力発電所の運転を再開することはできない</u></p> <p>当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりなき安全性向上を、両立してまいります。</p> <p>現在審査頂いている柏崎刈羽6/7号機の安全対策については、一定の進捗をみていますが、今後要する資金の手当てについては、当社において策定し、主務大臣の認定を受けた新々総合特別事業計画でお示した計画に基づき、着実に実行してまいります。</p> <p>また、今後、追加で安全対策が必要となる場合は、社長である私の責任で資金を確保いたします。</p> <p><u>③ 原子力事業については、経済性よりも安全性追求を優先しなくてはならない</u></p> <p>当社は、二度と福島第一原子力発電所のような事故を起こさないとの決意の下、原子力事業は安全性確保を大前提とすることを誓います。</p> <p>私は、安全性をおろそかにして、経済性を優先する考えは微塵もありませんし、決していたしません。</p> <p><u>④ 不確実・未確定な段階でも、リスクに対する取り組みを実施しなければならない</u></p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>福島原子力事故を経験した当社の反省の一つは、知見が十分でない津波に対し、想定を上回る津波が発生する可能性は低いと判断し、津波・浸水対策の強化といったリスク低減の努力を怠ったことです。</u></p> <p><u>この反省を踏まえ、当社は、⑤で述べるように世界中の運転経験や技術の進歩に目を開き、謙虚に学んで、リスクを低減する努力を日々継続してまいります。</u></p> <p><u>社長である私は、「安全はこれで十分ということを絶対に思ってはいけない」という最大の教訓を、繰り返し全社員に強く語りかけてまいります。</u></p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><u>⑤ 規制基準の遵守は最低限の要求でしか無く、事業者自らが原子力施設のさらなる安全性向上に取り組まなくてはならない</u></p> </div> <p><u>当社は、福島原子力事故に対する深い反省から、原子力の安全性向上について、規制に留まらず、さらなる高みを目指すため、WANO、INPO、JANSIをはじめ各国の団体・企業からの学びを大切にし、ベンチマーク等を行い、不断の改善を行ってまいります。</u></p> <p><u>日常の運転・保守の改善や、発電所の脆弱性抽出とその対策実施に対して、PRA（確率的リスク評価）の活用をはじめ、リスクに向き合い安全性を継続的に向上させるための取組を行ってまいります。</u></p> <p><u>現場では、過酷事故時に対応するためにハード・ソフトの対策を整備し、これをより実効的なものとするため、訓練を繰り返し実施してまいります。</u></p> <p><u>私は、何よりも、発電所のことをよく知る現場からの提案やリスクへの気づきをこれまで以上に大切にし、原子力・立地本部長の下で、現場からの改善提案を積極的に受け入れる「安全向上提案力強化コンペ」などの取組を強化してまいります。</u></p> <p><u>今後も、優れた改善提案には、優先的にリソースを配分し、さらなる改善を実現してまいります。</u></p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><u>⑥ 原子力事業に関する責任の所在の変更を意味する体制変更を予定しているのであれば、変更後の体制のもとで柏崎刈羽原子力発電所について再申請すべき</u></p> </div> <p><u>当社は、福島第一原子力発電所の廃炉をやり遂げることと、柏崎刈羽原子力発電所の終わりのなき安全性向上を、両立してまいります。</u></p> <p><u>私が社長就任時に表明した原子力事業の組織の在り方は、法人格が変わる分社化ではなく、社内カンパニー化であり、私が原子力安全の責任者であることは変わりません。</u></p> <p><u>トップである私の目指す社内カンパニー化は、これまでのような情報共有ミスを防ぐなど、縦割りや閉鎖性を打破し、組織を開くという社内のガバナンス強化が目的であり、炉規制法に基づく審査要件に影響するような責任の所在変更は行いません。</u></p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><u>⑦ 社内の関係部門の異なる意見や知見が、一元的に把握され、原子力施設の安全性向上に的確に反映されなければならない</u></p> </div> <p><u>当社は、福島原子力事故時の炉心溶融の判定基準の有無に関して誤った説明をしていた問題や、柏崎刈羽6/7号機の安全審査対応における問題などの反省から、経営層を含め、各層が日々迅速に情報を共有するとともに、組織横断的な課題などの情報を一元的に共有するための対策を実施してまいります。</u></p> <p><u>また、発電所と本社経営層の距離をなくすためのコミュニケーションの場を増やし、現場</u></p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

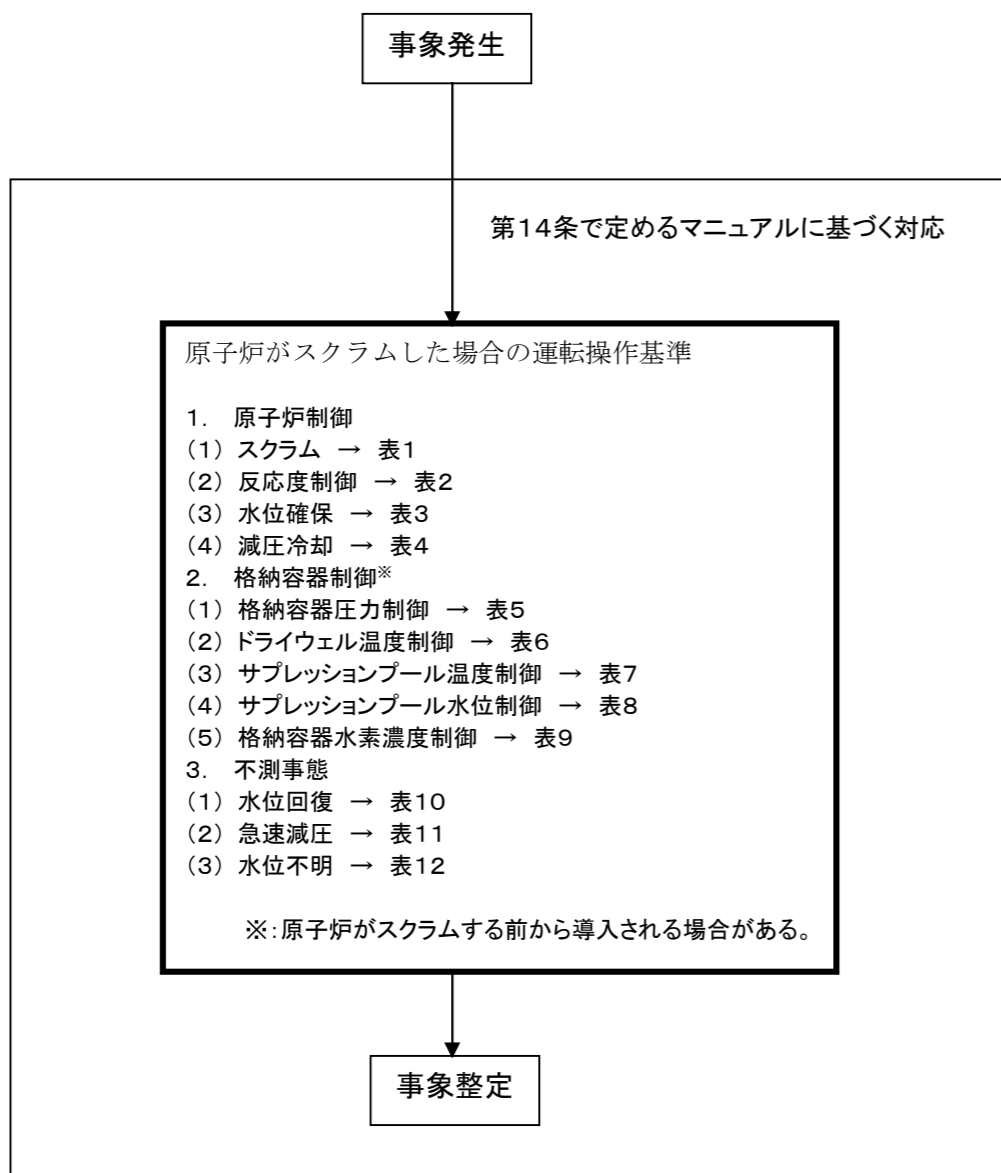
変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>と経営トップが同じ情報を基に、安全を議論できるようにしてまいります。例えば、<u>本社の会議の運営を効率化する等により、私をはじめ経営層が現場に足を運び、直接現場を見て、現場の話聞く機会を増やしてまいります。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準 (第77条関連)</p>	<p>添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準 (第77条関連)</p>	

変更前

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

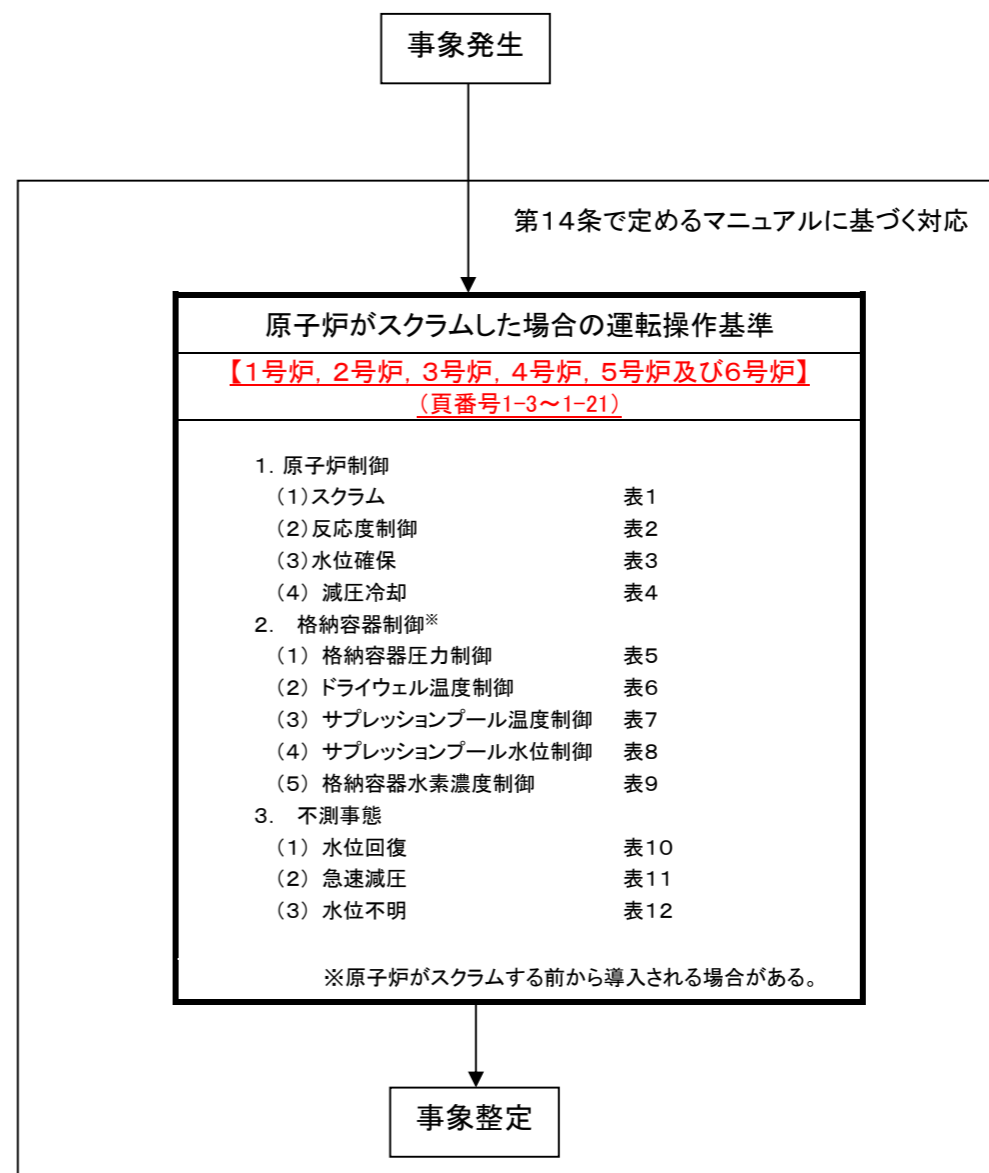
炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の12の運転操作基準について定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



変更後

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の12の運転操作基準について定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



備考

記載の適正化

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</li> <li>(2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</li> <li>(3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</li> <li>(4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。</li> <li>(5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</li> <li>(6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</li> <li>(7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</li> <li>(8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</li> <li>(9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</li> </ol>	<p>また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</li> <li>(2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</li> <li>(3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</li> <li>(4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。</li> <li>(5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</li> <li>(6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</li> <li>(7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</li> <li>(8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</li> <li>(9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</li> </ol>	

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>[ 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ] 表 1</p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="133 552 1329 709"> <tr> <td data-bbox="133 552 780 709"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="780 552 1329 709"> <p><b>③脱出条件</b></p> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。</li> </ul> <p>[ 1号炉 ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p>[ 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域モニタ検出器及び中間領域モニタ検出器を炉心内に挿入する。</li> <li>平均出力領域モニタ、中性子源領域モニタ及び中間領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p>	<p>[ 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ] 表 1</p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1412 552 2608 709"> <tr> <td data-bbox="1412 552 2050 709"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="2050 552 2608 709"> <p><b>③脱出条件</b></p> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。</li> </ul> <p>[ 1号炉 ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p>[ 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域モニタ検出器及び中間領域モニタ検出器を炉心内に挿入する。</li> <li>平均出力領域モニタ、中性子源領域モニタ及び中間領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p>	
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p>					
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p>					



変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>タービン駆動給水ポンプを手動停止※（3，4号炉では自動停止）し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要）</li> <li>原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul> <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul>	<p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>タービン駆動給水ポンプを手動停止※（3，4号炉では自動停止）し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要）</li> <li>原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul> <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul>	



変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。</li> <li>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>	<p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。</li> <li>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>	

変更前

変更後

備考

表2

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合</li> </ul>	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>ほう酸水注入系が全量注入完了した場合</li> </ul>
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。</li> <li>「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。</li> </ul>	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 反応度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</li> </ul> <p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</li> </ul> <p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限值は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。(1、3、4号炉) 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。(2、5号炉)</li> </ul>	

表2

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合</li> </ul>	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>ほう酸水注入系が全量注入完了した場合</li> </ul>
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。</li> <li>「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。</li> </ul>	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 反応度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</li> </ul> <p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</li> </ul> <p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限值は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。(1、3、4号炉) 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。(2、5号炉)</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。</li> </ul> <p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>・ 水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。</li> <li>・ スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。</li> </ul> <p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>・ 水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。</li> <li>・ スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。</li> </ul>	

変 更 前

変 更 後

備 考

表 3

1. 原子炉制御  
(3) 水位確保

①目的

- ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- ・ 「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合
- ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力※以下に維持できる場合
- ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方

- ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- ・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。
- ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。
- ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。

※：格納容器圧力制限値（2、3、4、5号炉）

表 3

1. 原子炉制御  
(3) 水位確保

①目的

- ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- ・ 「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合
- ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力※以下に維持できる場合
- ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方

- ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- ・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。
- ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。
- ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。

※：格納容器圧力制限値（2、3、4、5号炉）

変更前

変更後

備考

表 4

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>「サプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。</li> <li>水位と減圧を並行操作する。</li> </ul>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> </ul> <p><b>B. 減圧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。</li> <li>主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</li> </ul>	

表 4

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>「サプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。</li> <li>水位と減圧を並行操作する。</li> </ul>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> </ul> <p><b>B. 減圧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。</li> <li>主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</li> </ul>	

変更前

変更後

備考

表5

<p><b>2. 格納容器制御</b> (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力<sup>*1</sup>に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力<sup>*1</sup>以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</li> <li>格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。</li> </ul>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 格納容器圧力制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</li> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力<sup>*1</sup>以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉満水</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。</li> <li>「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は高圧炉心スプレイ系又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系<sup>*2</sup>、消火系、残留熱除去冷却海水系（1</li> </ul>	

表5

<p><b>2. 格納容器制御</b> (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力<sup>*1</sup>に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力<sup>*1</sup>以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</li> <li>格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。</li> </ul>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 格納容器圧力制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</li> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力<sup>*1</sup>以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉満水</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。</li> <li>「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は高圧炉心スプレイ系又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系<sup>*2</sup>、消火系、残留熱除去冷却海水系（1</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>号炉)による原子炉注水を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力※<sup>1</sup>以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力※<sup>1</sup>以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> </ul> <p>※2：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>・ 格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。</li> </ul> <p>※1：格納容器圧力制限値（2、3、4、5号炉）</p>	<p>号炉)による原子炉注水を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力※<sup>1</sup>以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力※<sup>1</sup>以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> </ul> <p>※2：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>・ 格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。</li> </ul> <p>※1：格納容器圧力制限値（2、3、4、5号炉）</p>	

変更前

変更後

備考

表 6

2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度*に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ 「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度*に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度*以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

※：最高使用温度（2、3、4、5号炉）

表 6

2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度*に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ 「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度*に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度*以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

※：最高使用温度（2、3、4、5号炉）



変更前

変更後

備考

表7

<b>2. 格納容器制御</b> (3) サプレッションプール温度制御	
<b>①目的</b> ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	<b>③脱出条件</b> ・ サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・ サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
<b>④基本的な考え方</b> ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。	
<b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. サプレッションプール水温制御</b> ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。 ・ サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。	
<b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b> ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・ サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度※に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・ さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

※：最高使用温度（2、3、4、5号炉）

表7

<b>2. 格納容器制御</b> (3) サプレッションプール温度制御	
<b>①目的</b> ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	<b>③脱出条件</b> ・ サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・ サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
<b>④基本的な考え方</b> ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。	
<b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. サプレッションプール水温制御</b> ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。 ・ サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。	
<b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b> ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・ サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度※に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・ さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

※：最高使用温度（2、3、4、5号炉）

変更前

変更後

備考

表 8

<p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(4) サプレッションプール水位制御</b></p>	
<p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>
<p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前」にドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> <li>・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	
<p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前」に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	

表 8

<p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(4) サプレッションプール水位制御</b></p>	
<p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>
<p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前」にドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> <li>・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	
<p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前」に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>表 9</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(5) 格納容器水素濃度制御</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="133 394 1320 751"> <tr> <td data-bbox="133 394 727 751"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="727 394 1320 751"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールのスプレイを運転する。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>	<p>表 9</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(5) 格納容器水素濃度制御</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1409 394 2597 751"> <tr> <td data-bbox="1409 394 2003 751"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="2003 394 2597 751"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールのスプレイを運転する。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>	
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>					
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>					

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>表 1 0</b></p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(1) 水位回復</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）による注水準備を行う。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ（1、3、4号炉）、低圧復水ポンプ（1、3、4号炉）、復水ポンプ（2、5号炉）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。</p> <p>以下、各表において同じ。</p> <p><b>B. 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C. 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事</li> </ul>	<p><b>表 1 0</b></p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(1) 水位回復</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）による注水準備を行う。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ（1、3、4号炉）、低圧復水ポンプ（1、3、4号炉）、復水ポンプ（2、5号炉）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。</p> <p>以下、各表において同じ。</p> <p><b>B. 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C. 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事</li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="130 197 1320 310">                     態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。                 </p> <p data-bbox="130 321 914 352">                     不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表1-1及び表1-2も同じ。                 </p>	<p data-bbox="1397 197 2588 310">                     態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。                 </p> <p data-bbox="1397 321 2181 352">                     不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表1-1及び表1-2も同じ。                 </p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>表 1 1</b></p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(2) 急速減圧</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器制御」において、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度<sup>※1</sup>を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上の作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値以上になった場合」</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位がサブレーションプール水位計測定下限以下になった場合</li> <li>「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul> <p>※1：最高使用温度（2、3、4、5号炉）</p>	<p><b>表 1 1</b></p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(2) 急速減圧</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器制御」において、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度<sup>※1</sup>を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上の作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が「真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値以上になった場合」</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位がサブレーションプール水位計測定下限以下になった場合</li> <li>「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul> <p>※1：最高使用温度（2、3、4、5号炉）</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 1 2</p> <p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注入系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>	<p>表 1 2</p> <p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注入系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水位不明時刻を記録する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能の場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を全て起動し原子炉への注水を行う。</li> </ul> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> </ul>	<p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水位不明時刻を記録する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能の場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（1号炉）を全て起動し原子炉への注水を行う。</li> </ul> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> </ul>	



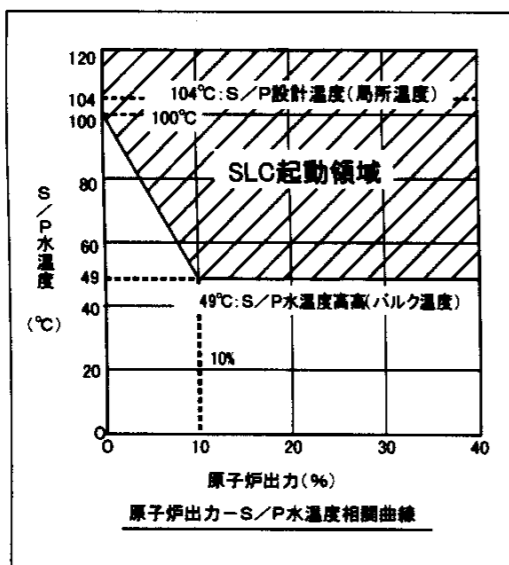
柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	

変更前

参考

- (1) 最大未臨界引抜位置：0 2 位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3% (平均出力領域モニタ)
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：下表のとおり

各号炉	スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値 (平均出力領域モニタ) (%)
1号炉	55
2号炉, 5号炉	なし
3号炉, 4号炉	67.5

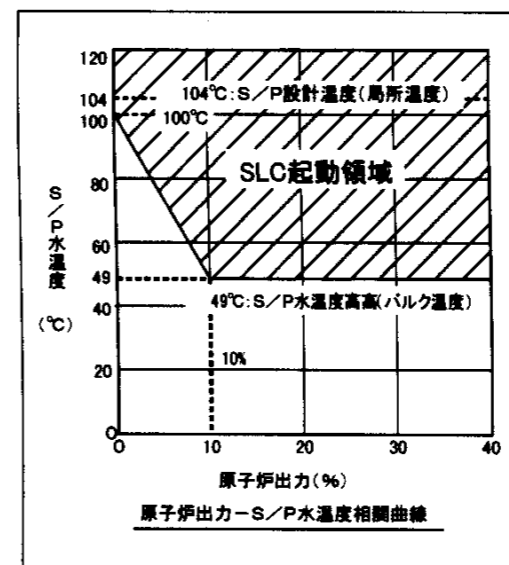
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1+1000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 (MPa[gage]) {kg/cm <sup>2</sup> g}
2	5.3 {54}
3	3.6 {37}
4	2.6 {27}
5	2.1 {21}
6	1.8 {18}
7	1.5 {15}

変更後

参考

- (1) 最大未臨界引抜位置：0 2 位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3% (平均出力領域モニタ)
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：下表のとおり

各号炉	スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値 (平均出力領域モニタ) (%)
1号炉	55
2号炉, 5号炉	なし
3号炉, 4号炉	67.5

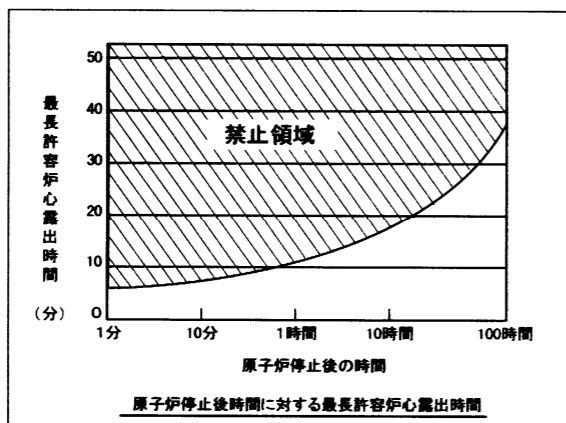
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1+1000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 (MPa[gage]) {kg/cm <sup>2</sup> g}
2	5.3 {54}
3	3.6 {37}
4	2.6 {27}
5	2.1 {21}
6	1.8 {18}
7	1.5 {15}

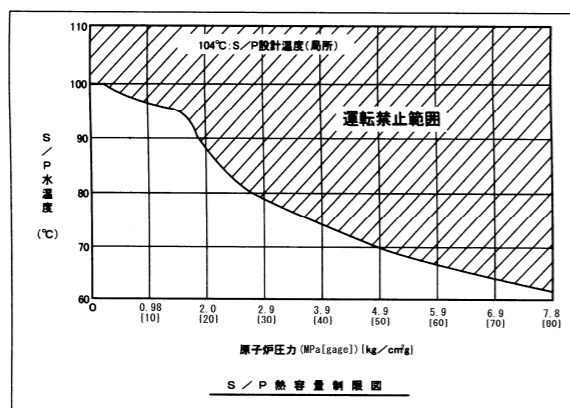
備考

変更前

(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(11) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力、温度高警報設定点：下表のとおり

各号炉	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力 (MPa[gage]) [kg/cm <sup>2</sup> g]	温度高警報設定点 (°C)
1号炉, 2号炉, 3号炉	0.76 {7.7}	66
4号炉, 5号炉	0.89 {9.1}	65

(12) 格納容器圧力制限値：0.279 MPa[gage]

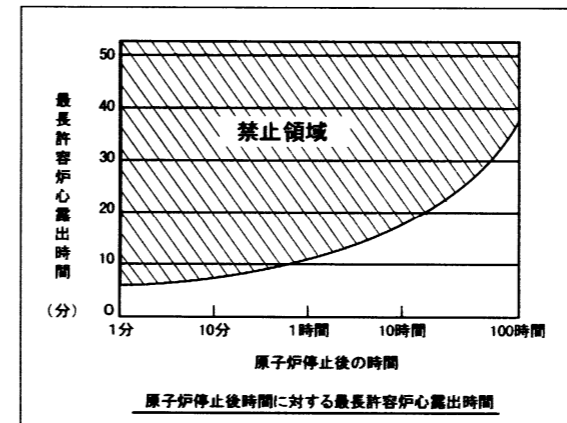
(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.098 MPa[gage]

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

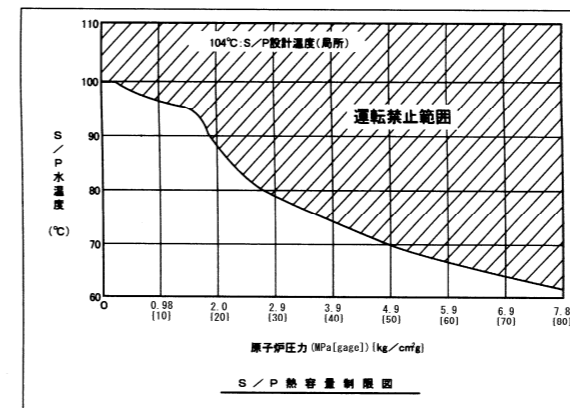
(15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C

変更後

(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(11) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力、温度高警報設定点：下表のとおり

各号炉	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力 (MPa[gage]) [kg/cm <sup>2</sup> g]	温度高警報設定点 (°C)
1号炉, 2号炉, 3号炉	0.76 {7.7}	66
4号炉, 5号炉	0.89 {9.1}	65

(12) 格納容器圧力制限値：0.279 MPa[gage] {2.85 kg/cm<sup>2</sup>g}

(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.098 MPa[gage] {1.0 kg/cm<sup>2</sup>g}

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

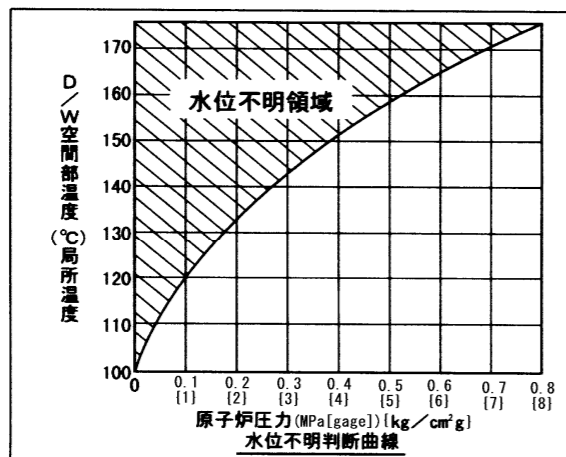
(15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C

備考

記載の適正化

変更前

(16) 水位不明判断曲線：下図のとおり

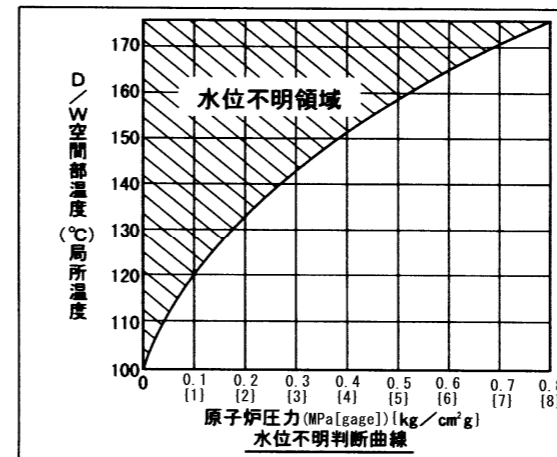


- (17) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃
- (18) サプレッションプール水位計測定上限：下表のとおり
- (19) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：  
+11.8m
- (20) 格納容器ベント最高水位：下表のとおり
- (21) サプレッションプール水位計測定下限：下表のとおり
- (22) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：下表のとおり

各号炉	格納容器ベント最高水位(サプレッションプール底部より)(m)	サプレッションプール水位計測定上限(cm)	サプレッションプール水位計測定下限(cm)	可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度(%)
1号炉	34.7	+550	-160	3.0
2号炉	34.1	+550	-50	3.2
3号炉	34.1	+550	-50	
4号炉	33.8	+900	-100	
5号炉	35.41	+900	-100	

変更後

(16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



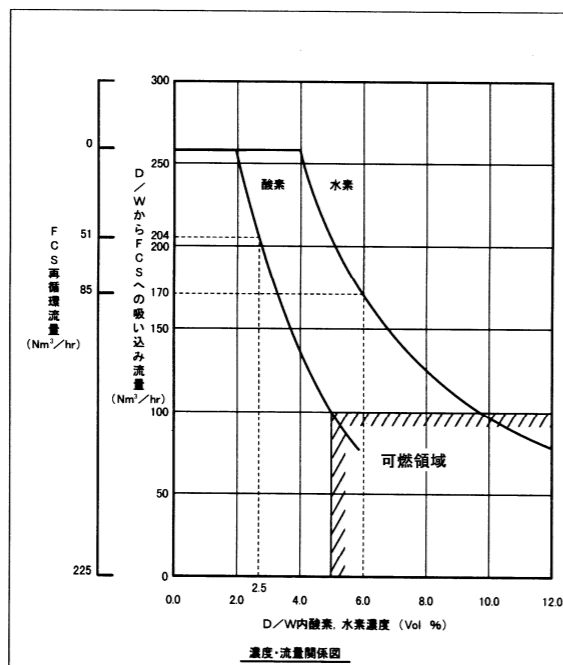
- (17) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃
- (18) サプレッションプール水位計測定上限：下表のとおり
- (19) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：  
+11.8m
- (20) 格納容器ベント最高水位：下表のとおり
- (21) サプレッションプール水位計測定下限：下表のとおり
- (22) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：下表のとおり

各号炉	格納容器ベント最高水位(サプレッションプール底部より)(m)	サプレッションプール水位計測定上限(cm)	サプレッションプール水位計測定下限(cm)	可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度(%)
1号炉	34.7	+550	-160	3.0
2号炉	34.1	+550	-50	3.2
3号炉	34.1	+550	-50	
4号炉	33.8	+900	-100	
5号炉	35.41	+900	-100	

備考

変更前

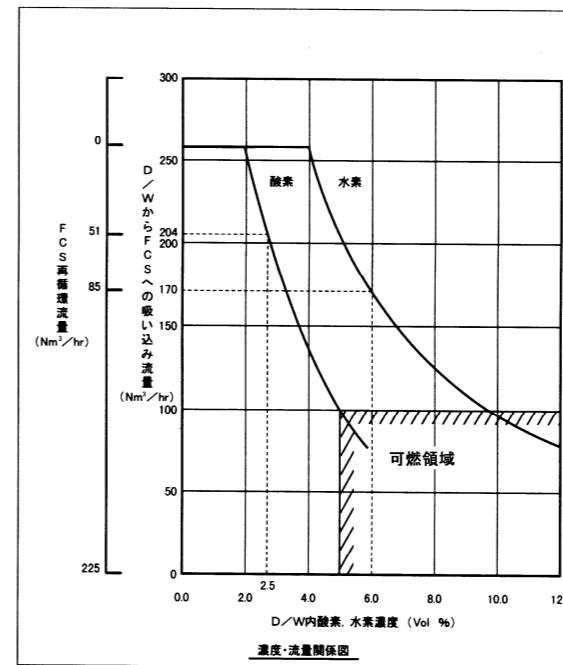
(23) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.105 MPa[gage]
- (25) 「急速減圧」時必要弁数：7弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6 MPa[gage]
- (27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

変更後

(23) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.105 MPa[gage] **{1.07 kg/cm<sup>2</sup>g}**
- (25) 「急速減圧」時必要弁数：7弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6 MPa[gage] **{6 kg/cm<sup>2</sup>g}**
- (27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

備考

記載の適正化  
記載の適正化

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>〔6号炉及び7号炉〕 表 1</p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> <p><b>③脱出条件</b></p> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)</li> <li>原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul>	<p>〔6号炉〕 表 1</p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> <p><b>③脱出条件</b></p> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)</li> <li>原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul>	<p>記載の適正化</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。</li> <li>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>	<p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。</li> <li>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>	



変 更 前	変 更 後	備 考				
<p><b>表 2</b></p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(2) 反応度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</p> <table border="1" data-bbox="103 399 1305 535"> <tr> <td data-bbox="103 399 697 535"><b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合</td> <td data-bbox="697 399 1305 535"><b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合</td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ 短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・ 「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「制御棒」、「水位」の順に優先させる。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. 反応度制御</b> ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</p> <p><b>B. ほう酸水注入系</b> ・ サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 ・ 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</p> <p><b>C. 水位</b> ・ 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・ 原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・ 「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部値以上に維持する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 ・ 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉隔離時冷却系(補給水系)作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉隔離時冷却系(補給水系)作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p>	<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	<b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合	<p><b>表 2</b></p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(2) 反応度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</p> <table border="1" data-bbox="1365 399 2567 535"> <tr> <td data-bbox="1365 399 1958 535"><b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合</td> <td data-bbox="1958 399 2567 535"><b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合</td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ 短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・ 「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「制御棒」、「水位」の順に優先させる。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b> <b>A. 反応度制御</b> ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</p> <p><b>B. ほう酸水注入系</b> ・ サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 ・ 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</p> <p><b>C. 水位</b> ・ 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・ 原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・ 「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部値以上に維持する。 ・ 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 ・ 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉隔離時冷却系(補給水系)作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉隔離時冷却系(補給水系)作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p>	<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	<b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合	
<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	<b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合					
<b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	<b>③脱出条件</b> ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ ほう酸水注入系が全量注入完了した場合					



変 更 前	変 更 後	備 考
<p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>・ 水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>・ 給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心注水系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。</li> <li>・ スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。</li> <li>・ 個々の制御棒の電動挿入を行う。</li> </ul>	<p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>・ 水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>・ 給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心注水系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。</li> <li>・ スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。</li> <li>・ 個々の制御棒の電動挿入を行う。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 3</p> <p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> <li>不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。</li> <li>給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</li> </ul>	<p>表 3</p> <p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> <li>不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。</li> <li>給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 4</p> <p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>水位と減圧を並行操作する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> </ul> <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系（原子炉隔離時冷却系を除く）が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。</li> <li>主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</li> </ul>	<p>表 4</p> <p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>水位と減圧を並行操作する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> </ul> <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系（原子炉隔離時冷却系を除く）が少なくとも1系統運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。</li> <li>主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。</li> <li>主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</li> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表5</p> <p>2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</li> <li>格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 格納容器圧力制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</li> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持し、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合は不測事態「水位回復」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブレーションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブレーションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉満水</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。</li> <li>「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系※、消火系による原子炉注水を行う。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> </ul> <p>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブレーションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブレーションプール側ベントラインを優先して使用し、サブレーションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。</li> </ul>	<p>表5</p> <p>2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</li> <li>格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 格納容器圧力制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</li> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持し、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合は不測事態「水位回復」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。</li> <li>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブレーションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブレーションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブレーションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉満水</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。</li> <li>「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系※、消火系による原子炉注水を行う。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> </ul> <p>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブレーションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブレーションプール側ベントラインを優先して使用し、サブレーションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>表 6</p> <p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="103 409 1305 556"> <tr> <td data-bbox="103 409 697 556"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="697 409 1305 556"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル空間温度がドライウエル最高使用温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル最高使用温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ 「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。</li> <li>・ ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	<p>表 6</p> <p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1362 409 2564 556"> <tr> <td data-bbox="1362 409 1955 556"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1955 409 2564 556"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル空間温度がドライウエル最高使用温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル最高使用温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ 「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。</li> <li>・ ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度がドライウエル最高使用温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>					

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>表 7</p> <p>2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p> <p>①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="103 409 1305 661"> <tr> <td data-bbox="103 409 697 661"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="697 409 1305 661"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。</li> <li>サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。</li> <li>サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</li> <li>サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール最高使用温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。</li> <li>さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul>	<p>表 7</p> <p>2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p> <p>①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1362 409 2564 661"> <tr> <td data-bbox="1362 409 1955 661"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1955 409 2564 661"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。</li> <li>サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。</li> <li>サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</li> <li>サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール最高使用温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。</li> <li>さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul>					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul>					

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>表 8</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(4) サプレッションプール水位制御</b></p> <p>①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="112 451 1299 661"> <tr> <td data-bbox="112 451 697 661"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="697 451 1299 661"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> <li>・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、ベント管凝縮限界値以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>	<p>表 8</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(4) サプレッションプール水位制御</b></p> <p>①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1371 451 2558 661"> <tr> <td data-bbox="1371 451 1955 661"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1955 451 2558 661"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> <li>・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、ベント管凝縮限界値以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</li> </ul>					

変 更 前	変 更 後	備 考				
<p>表 9</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(5) 格納容器水素濃度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="103 451 1291 766"> <tr> <td data-bbox="103 451 697 766"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="697 451 1291 766"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。</li> <li>ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールのプレイを運転する。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>	<p>表 9</p> <p><b>2. 格納容器制御</b> <b>(5) 格納容器水素濃度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1362 451 2549 766"> <tr> <td data-bbox="1362 451 1955 766"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1955 451 2549 766"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。</li> <li>ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールのプレイを運転する。</li> <li>可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>	
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>					
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> <li>主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> </ul>					



変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 1 0</p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(1) 水位回復</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>格納容器制御「格納容器圧力制御」において低圧注水系（B系及びC系）以外の非常用炉心冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能で系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p><b>B. 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C. 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11及び表12も同じ。</p>	<p>表 1 0</p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(1) 水位回復</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>格納容器制御「格納容器圧力制御」において低圧注水系（B系及びC系）以外の非常用炉心冷却系で原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能で系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p><b>B. 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C. 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11及び表12も同じ。</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 1 1</p> <p><b>3. 不測事態 (2) 急速減圧</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器制御」において、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル最高使用温度を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上の作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位がベント管凝縮限界値以下になった場合</li> <li>「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて2弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>表 1 1</p> <p><b>3. 不測事態 (2) 急速減圧</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器制御」において、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル最高使用温度を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1系統以上の作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合</li> <li>「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位がベント管凝縮限界値以下になった場合</li> <li>「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて2弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>表 1 2</p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(3) 水位不明</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注入系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位不明時刻を記録する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。</li> <li>他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、代替注水系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。</li> </ul>	<p>表 1 2</p> <p><b>3. 不測事態</b> <b>(3) 水位不明</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注入系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位不明時刻を記録する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。</li> <li>他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、代替注水系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。</li> </ul>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<div data-bbox="106 264 329 304" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">C. 水位計復旧</div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> <li>・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	<div data-bbox="1368 264 1590 304" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">C. 水位計復旧</div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> <li>・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	

変更前

変更後

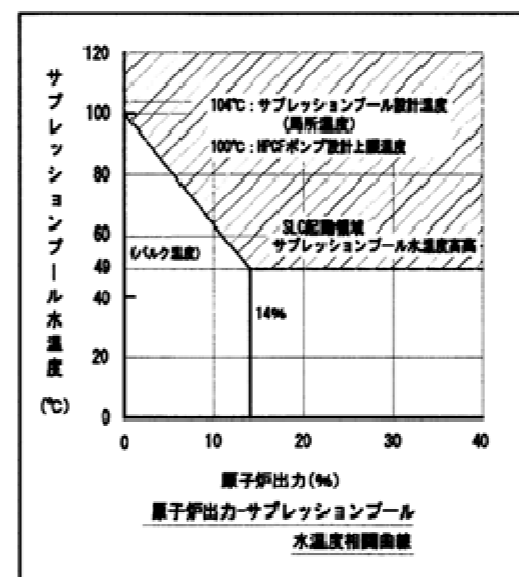
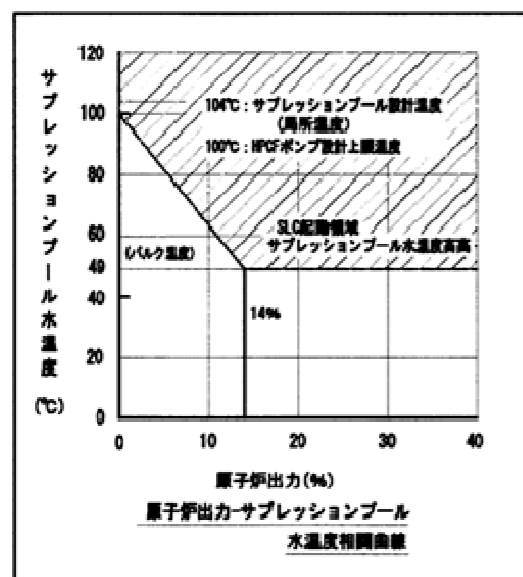
備考

参考

参考

- (1) 最大未臨界引抜位置：16ステップ
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり

- (1) 最大未臨界引抜位置：16ステップ
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：60%（平均出力領域モニタ）
- (5) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (6) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

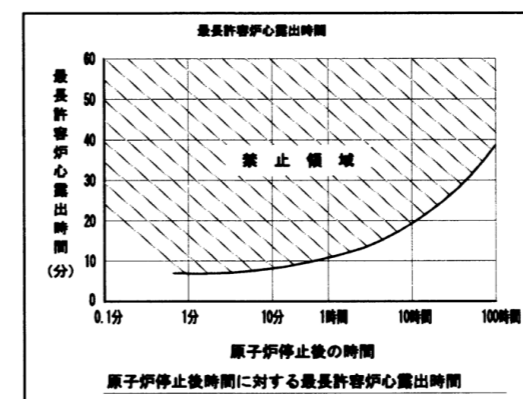
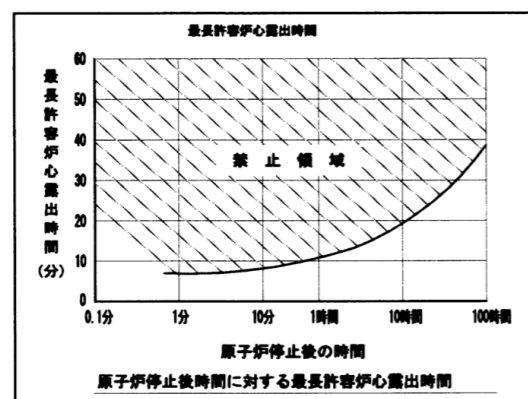
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：60%（平均出力領域モニタ）
- (5) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (6) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 (MPa[gage]) {kg/cm <sup>2</sup> g}
3	5.77 {58.8}
4	4.31 {43.9}
5	3.42 {34.9}
6	2.83 {28.9}
7	2.41 {24.6}
8	2.10 {21.4}

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 (MPa[gage]) {kg/cm <sup>2</sup> g}
3	5.77 {58.8}
4	4.31 {43.9}
5	3.42 {34.9}
6	2.83 {28.9}
7	2.41 {24.6}
8	2.10 {21.4}

- (8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり

- (8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり

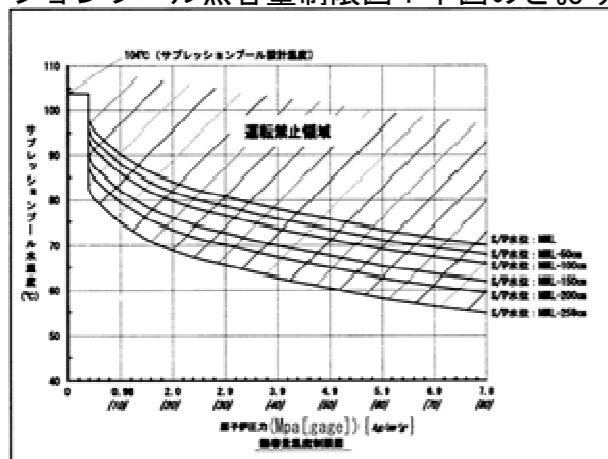


変更前

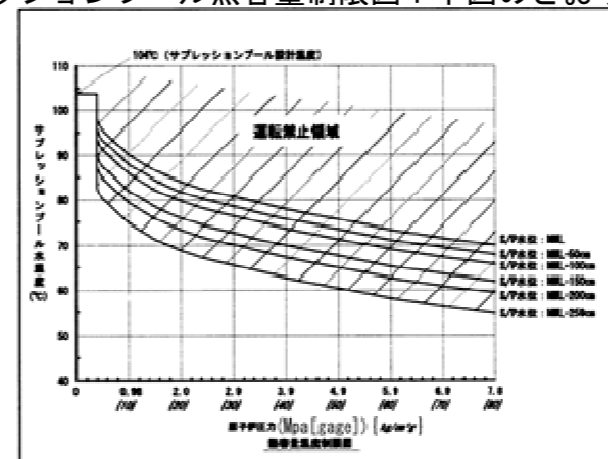
変更後

備考

(9) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(9) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



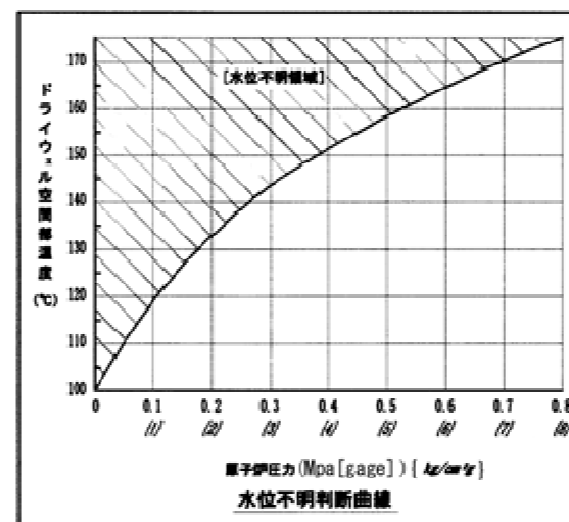
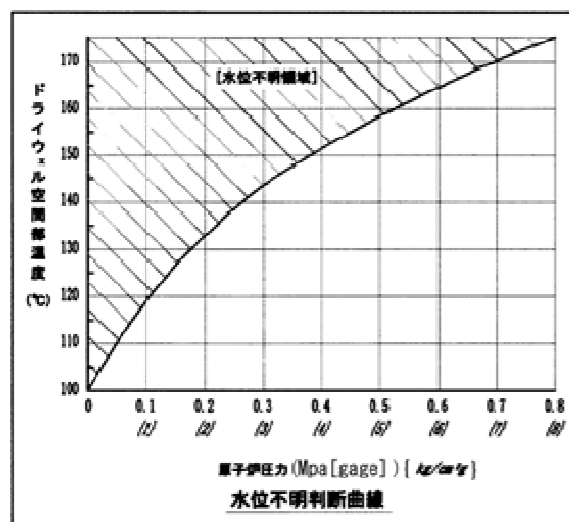
- (10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.89 MPa[gage] 以下 (6号炉)、0.88 MPa[gage]以下(7号炉)
- (11) 格納容器圧力制限値：0.279 MPa[gage]
- (12) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.098 MPa[gage]
- (13) 「急速減圧」時必要最小弁数：2弁
- (14) 温度高警報設定点：66℃ (6号炉)、65℃(7号炉)
- (15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃
- (16) 水位不明判断曲線：下図のとおり

- (10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.89 MPa[gage] {9.1 kg/cm²g} 以下
- (11) 格納容器圧力制限値：0.279 MPa[gage] {2.85 kg/cm²g}
- (12) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.098 MPa[gage] {1.0 kg/cm²g}
- (13) 「急速減圧」時必要最小弁数：2弁
- (14) 温度高警報設定点：66℃
- (15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃
- (16) 水位不明判断曲線：下図のとおり

記載の適正化

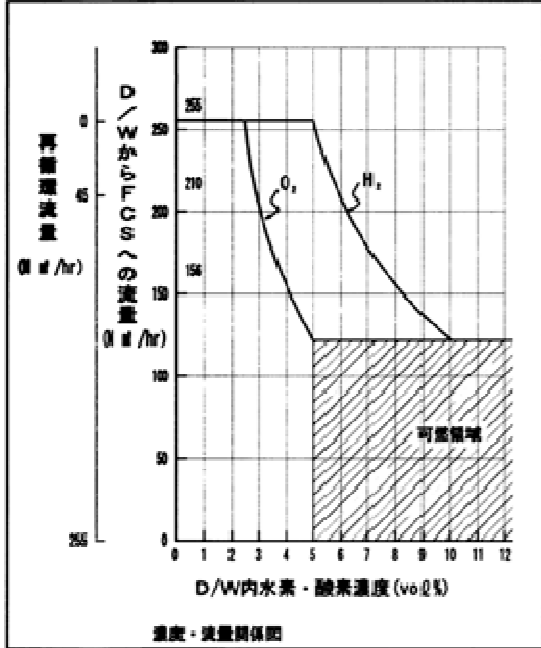
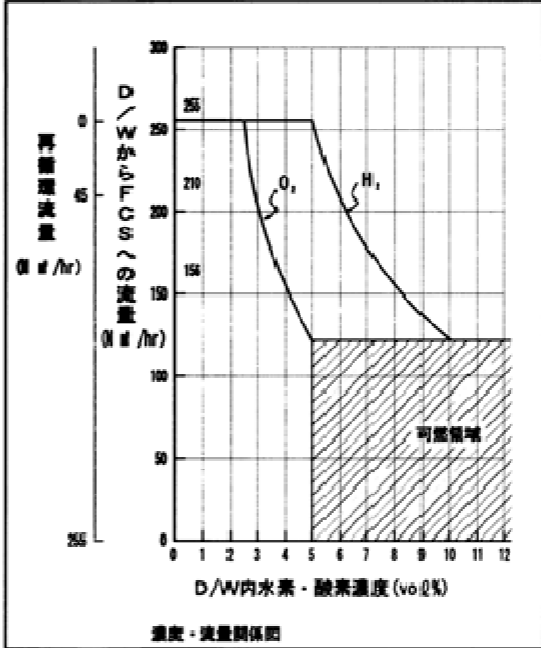
記載の適正化

記載の適正化



- (17) サプレッションプールのプレイ起動温度：49℃
- (18) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：  
+12.7m
- (19) 格納容器ベント最高水位：+27.2m
- (20) ベント管凝縮限界値：-259cm
- (21) 水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.4%

- (17) サプレッションプールのプレイ起動温度：49℃
- (18) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：  
+12.7m
- (19) 格納容器ベント最高水位：+27.2m
- (20) ベント管凝縮限界値：-259cm
- (21) 水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.4%

変更前	変更後	備考
<p>(22) 水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度： 3. 3%及び4. 6%</p> <p>(23) ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり</p>  <p>(24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0. 105MPa[gage]</p> <p>(25) 「急速減圧」時必要弁数：8弁</p> <p>(26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0. 4MPa[gage]</p> <p>(27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁</p> <p>(28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：2弁</p>	<p>(22) 水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度： 3. 3%及び4. 6%</p> <p>(23) ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり</p>  <p>(24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0. 105MPa[gage] <u>{1. 07kg/cm²g}</u></p> <p>(25) 「急速減圧」時必要弁数：8弁</p> <p>(26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0. 4MPa[gage] <u>{4kg/cm²g}</u></p> <p>(27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁</p> <p>(28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：2弁</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

備考

(なし)

**原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（7号炉）**

炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の運転操作基準について定める。

なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。また、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」の重大事故等の発生及び拡大防止に必要な措置の運用手順等に示された各操作手順については、その対応手段等に該当した場合に使用する。



原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) <u>原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</u></li> <li>(2) <u>原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</u></li> <li>(3) <u>非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</u></li> <li>(4) <u>非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。</u></li> <li>(5) <u>非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</u></li> <li>(6) <u>非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</u></li> <li>(7) <u>格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</u></li> <li>(8) <u>格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</u></li> <li>(9) <u>格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>[7号炉]</b>  <b>表 1</b>  <b>1. 原子炉制御</b>  <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>一次及び二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> <p><b>③脱出条件</b></p> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。</li> <li>二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。</li> <li>原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作動した場合は不要)</li> <li>原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位を連続的に監視する。</u></li> </ul> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サプレッションプール水温制御」へ移行する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</u></li> <li>・ <u>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</u></li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）</u></li> <li>・ <u>タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。</u></li> <li>・ <u>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</u></li> <li>・ <u>タービン、発電機の停止状態を確認する。</u></li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>各種放射線モニタの指示を確認する。</u></li> <li>・ <u>各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</u></li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</u></li> <li>・ <u>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。</u></li> <li>・ <u>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</u></li> <li>・ <u>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。</u></li> <li>・ <u>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</u></li> <li>・ <u>原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</u></li> <li>・ <u>原子炉を冷温停止する。</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>G. 一次格納容器制御への導入</b>                      ・ <u>一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</u></p> <p><b>H. 二次格納容器制御への導入</b>                      ・ <u>二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 2</b></p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(2) 反応度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。</p> <p><b>②導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合</p> <p><b>③脱出条件</b> ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 ・同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</p> <p><b>④基本的な考え方</b> ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 反応度制御</b> ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。 ・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 ・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p> <p><b>B. ほう酸水注入系</b> ・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</p> <p><b>C. 水位</b> ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。) ・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して、原子炉を減圧し非常用炉心冷却系の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統<sup>※</sup>又は注水設備、代替注水設備、補助注水設備を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。</p> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>D. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムテストスイッチ、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。</li> <li>スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。</li> <li>個々の制御棒の電動挿入を行う。</li> </ul> <p><b>E. 圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。</li> <li>ほう酸水全量注入完了後、全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されるまで、原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。</li> </ul> <p><b>F. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>制御棒が原子炉出力高温未臨界パターン以上まで挿入されている場合には、主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>制御棒が原子炉出力高温未臨界パターンまで挿入されていない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心注水系、低圧注水系、又は注水設備、代替注水設備を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>原子炉出力6%未満の場合、ほう酸水注入系を起動30分経過後、ほう酸水注入系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系による注水とする。</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	備考
	<p><b>表 3</b></p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(3) 水位確保</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> <li>・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> <li>・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</li> </ul> <p><b>③脱出条件</b> ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。</li> <li>・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考		
	<p><b>表 4</b></p> <p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(4) 減圧冷却</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</p> <table border="1" data-bbox="1389 405 2576 789"> <tr> <td data-bbox="1389 405 1982 789"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1982 405 2576 789"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>・ 水位と減圧を並行操作する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系又は高圧注水設備を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。</li> <li>・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> </ul> <p><b>B. 減圧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 給復水系による原子炉注水ができない場合、注水系統が原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみの場合は、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。</li> <li>・ 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。</li> <li>・ 主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。</li> <li>・ 主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</li> <li>・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。</li> <li>・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</li> <li>・ 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> </ul>			



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 5</b></p> <p><b>2. 一次格納容器制御</b> <b>(1) 格納容器圧力制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 格納容器圧力を監視し、制御する。</p> <p><b>②導入条件</b> ・ <u>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</u></p> <p><b>③脱出条件</b> ・ <u>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が6.6℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合</u> ・ <u>2.4時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</u></p> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ <u>ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</u> ・ <u>一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。</u> ・ <u>原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</u></p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ <u>ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</u> ・ <u>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</u> ・ <u>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。</u> ・ <u>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのプレイを起動する。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</u></p> <p><b>B. 原子炉満水</b> ・ <u>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</u> ・ <u>給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</u> ・ <u>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</u></p> <p><b>C. 格納容器ベント</b> ・ <u>サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</u> ・ <u>格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考		
	<p><b>表 6</b></p> <p><b>2. 一次格納容器制御</b></p> <p><b>(2) ドライウエル温度制御</b></p> <p><b>①目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</u></li> </ul> <table border="1" data-bbox="1389 405 2576 541"> <tr> <td data-bbox="1389 405 1982 541"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</u></li> <li>・ <u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</u></li> </ul> </td> <td data-bbox="1982 405 2576 541"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u></li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、ドライウエルスプレイを起動する。</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力高スクラム設定値の飽和温度に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</u></li> <li>・ <u>原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</u></li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開し、主復水器を延命する措置を行う。</u></li> <li>・ <u>ドライウエル空間温度の上昇抑制を行ってもドライウエル局所温度の上昇が継続する場合は、通常停止を行う。</u></li> <li>・ <u>ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、手動スクラムし、ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</u></li> <li>・ <u>ドライウエル局所温度がドライウエル圧力高スクラム設定値の飽和温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</u></li> <li>・ <u>ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</u></li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</u></li> <li>・ <u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</u></li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</u></li> <li>・ <u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</u></li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u></li> </ul>			

変 更 前	変 更 後	備 考		
	<p><b>表 7</b></p> <p><b>2. 一次格納容器制御</b></p> <p><b>(3) サプレッションプール温度制御</b></p> <p><b>①目的</b>                      ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1389 401 2576 716"> <tr> <td data-bbox="1389 401 1982 716"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1982 401 2576 716"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b>                      ・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>			

変 更 前	変 更 後	備 考		
	<p><b>表 8</b></p> <p><b>2. 一次格納容器制御</b>  <b>(4) サプレッションプール水位制御</b></p> <p><b>①目的</b>          ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1389 405 2576 615"> <tr> <td data-bbox="1389 405 1982 615"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1982 405 2576 615"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値又は通常運転時低水位制限値を超えて手動スクラムした場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点からサプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行っても通常運転時高水位制限値以上が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位限界値以上でドライウエルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> <li>・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点からサプレッションプール水位低下を抑制する措置を行っても通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。また、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上が継続する場合には、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値以上でドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウエルスプレイを作動させない。</li> <li>・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値又は通常運転時低水位制限値を超えて手動スクラムした場合</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合</li> <li>・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値又は通常運転時低水位制限値を超えて手動スクラムした場合</li> </ul>			

変 更 前	変 更 後	備 考		
	<p><b>表 9</b></p> <p><b>2. 一次格納容器制御</b> <b>(5) 格納容器水素濃度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1380 399 2567 787"> <tr> <td data-bbox="1380 399 1973 787"> <p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>・ 「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</li> <li>・ 原子炉水位が不明の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1973 399 2567 787"> <p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系を起動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。</li> <li>・ 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>・ 格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。</li> <li>・ 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素及び水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、格納容器雰囲気測定系又は格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度を監視する。</li> <li>・ 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合には、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</li> </ul>	<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>・ 「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</li> <li>・ 原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系を起動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合</li> <li>・ 「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合</li> <li>・ 原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</li> <li>・ 原子炉水位が不明の場合</li> </ul>	<p><b>③脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系を起動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</li> </ul>			

変更前	変更後	備考		
	<p><b>表 10</b></p> <p><b>3. 二次格納容器制御</b> <b>(1) 原子炉建屋制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1389 394 2576 552"> <tr> <td data-bbox="1389 394 1982 552"> <p><b>② 導入条件</b> 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1982 394 2576 552"> <p><b>③ 脱出条件</b> ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合</p> </td> </tr> </table> <p><b>④ 基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。</li> <li>・ 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。</li> <li>・ 原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。</li> <li>・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。</li> <li>・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> </ul> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。</li> <li>・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。</li> <li>・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。</li> <li>・ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。</li> </ul> <p><b>C. 原子炉建屋環境</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済み燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。</li> <li>・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。</li> <li>・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。</li> <li>・ 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。</li> </ul>	<p><b>② 導入条件</b> 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合</li> </ul>	<p><b>③ 脱出条件</b> ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>② 導入条件</b> 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合</li> <li>・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合</li> </ul>	<p><b>③ 脱出条件</b> ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合</p>			



変更前	変更後	備考		
	<p><b>表 1 1</b></p> <p><b>3. 二次格納容器制御</b> <b>(2) 使用済燃料プール水位・温度制御</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 使用済燃料プールの水位及び水温を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1389 436 2576 579"> <tr> <td data-bbox="1389 436 1982 579"> <p><b>②導入条件</b> ・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・ 使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p> </td> <td data-bbox="1982 436 2576 579"> <p><b>③脱出条件</b> ・ 使用済燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合</p> </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ 使用済燃料プール水位と使用済燃料プールに注水可能な系統を随時把握する。 ・ 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持可能な系統を随時把握する。 ・ 漏えい箇所が特定された場合、二次格納容器制御「原子炉建屋制御」へ移行する。 ・ 二次格納容器制御「使用済燃料プール水位・温度制御」に導入した場合、消防車の出勤を要請し、原子炉建屋退避指示をする。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 使用済燃料プール水位制御</b> ・ 使用済燃料プールへ注水可能な系統を手動で起動する。 ・ 使用済燃料プールの水位を通常運転時制限水位以上に維持する。 ・ 使用済燃料プール周辺で作業が実施できる使用済燃料プールラック水位以上に維持できない場合は、使用済燃料プールへ注水可能な系統を2系統以上起動する。 ・ 使用済燃料プールの水位を下限限界制限水位以上に維持できない場合は、消防車による使用済燃料プールのスプレイを実施する。</p> <p><b>B. 使用済燃料プール水温制御</b> ・ 使用済燃料プール除熱可能な系統を手動で起動する。 ・ 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持できない場合は、使用済燃料プール除熱可能な系統を2系統以上起動する。 ・ 使用済燃料プール水温を使用済燃料プールのコンクリートの長期的な健全性を確保するための制限値以下に維持する。</p>	<p><b>②導入条件</b> ・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・ 使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p>	<p><b>③脱出条件</b> ・ 使用済燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
<p><b>②導入条件</b> ・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・ 使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p>	<p><b>③脱出条件</b> ・ 使用済燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合</p>			

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 2</b></p> <p><b>4. 不測事態</b>  <b>(1) 水位回復</b></p> <p><b>①目的</b>          ・ 原子炉水位を回復する。</p> <p><b>②導入条件</b>          ・ 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合          ・ 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合          ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合          ・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が飽和温度以下の場合</p> <p><b>④基本的な考え方</b>          ・ 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や、注水設備、代替注水設備の起動を行う。          ・ 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び注水設備、代替注水設備を起動する。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 水位回復</b>          ・ 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。          ・ 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。          ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。          ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。          ・ 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。          ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p><b>B. 水位上昇中</b>          ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。          ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。          ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p><b>C. 水位下降中</b>          ・ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を作動させる。          ・ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p> <p>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表13及び表14も同じ。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1 3</b></p> <p><b>4. 不測事態</b> <b>(2) 急速減圧</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 原子炉を速やかに減圧する。</p> <p><b>②導入条件</b>  <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備 2 台以上、代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合</li> <li>・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合</li> <li>・ ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が 1 0 3℃に接近した場合、又はドライウエル局所温度 9 0℃にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して 1 3. 7 K P a 以上でドライウエルスプレイできない場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合</li> <li>・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合</li> <li>・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統以上、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合</li> <li>・ 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合</li> <li>・ 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又は S R V テールパイプ制限禁止領域の場合</li> <li>・ 一次格納容器制御「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合</li> <li>・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。</li> </ul> </p> <p><b>④基本的な考え方</b>  <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> <li>・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。</li> </ul> </p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。</u></li> <li>・ <u>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</u></li> <li>・ <u>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</u></li> <li>・ <u>自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。</u></li> <li>・ <u>主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1 4</b></p> <p><b>4. 不測事態</b> <b>(3) 水位不明</b></p> <p><b>①目的</b> ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p> <p><b>②導入条件</b> ・ 原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・ 原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ 「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p> <p><b>④基本的な考え方</b> ・ 原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は注水設備、代替注水設備を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・ 原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・ 原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 注水確保</b> ・ 水位不明時刻を記録する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上、を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p> <p><b>B. 満水注入</b> ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、注水設備、代替注水設備を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<div style="border: 1px solid red; padding: 10px;"> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</u></li> <li>・ <u>原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</u></li> <li>・ <u>原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</u></li> <li>・ <u>最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</u></li> </ul> </div>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1 5</b></p> <p><b>5. 電源制御</b>  <b>(1) 交流/直流電源供給回復</b></p> <p><b>①目的</b>          ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</p> <p><b>②導入条件</b>          ・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</p> <p><b>④基本的な考え方</b>          ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 非常用ディーゼル発電機</b>          ・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。          ・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。          ・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</p> <p><b>B. 電源構成</b>          ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p><b>C. 給電</b>          ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。</p> <p><b>D. 直流電源確保</b>          ・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。</p> <p><b>E. 直流電源回復</b>          ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p><b>F. 復旧</b>          ・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。</p> <p>電源制御に関しては、「③脱出条件」はない。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考															
	<p style="text-align: right;"><b>参考</b></p> <p>(1) <u>最大未臨界引抜位置：16ステップ</u></p> <p>(2) <u>スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3% (平均出力領域モニタ)</u></p> <p>(3) <u>スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：60% (平均出力領域モニタ)</u></p> <p>(4) <u>中性子束振動発生防止値：20% (平均出力領域モニタ)</u></p> <p>(5) <u>原子炉水位インターロック：下表のとおり</u></p> <table border="1" data-bbox="1611 604 2312 1476" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉水位インターロック</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">L-8 (1650mm)</td> <td>T/D RFP (A, B) トリップ M/D RFP (A, B) トリップ RCIC自動停止 主タービントリップ HPCF (B, C) 注入弁閉</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">狭 帯 域</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L-3 (610mm)</td> <td>PCIS作動 RIP (A, F, D, J) トリップ SGTS (A, B) 起動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L-2 (-590mm)</td> <td>RCIC起動 RIP (B, E, H, C, G, K) トリップ CUW隔離 ARI作動</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">広 帯 域</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L-1.5 (-2040mm)</td> <td>MSIV全閉 MSドレン弁全閉 RCIC起動 HPCF (B, C) 起動 D/G (B, C) 起動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L-1 (-2880mm)</td> <td>LPFL (A, B, C) 起動 D/G (A) 起動 CAMS起動 SA-ADSタイマ作動 ADSタイマ作動許可</td> </tr> </tbody> </table> <p>(6) <u>「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁</u></p> <p>(7) <u>「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁</u></p>	原子炉水位インターロック			L-8 (1650mm)	T/D RFP (A, B) トリップ M/D RFP (A, B) トリップ RCIC自動停止 主タービントリップ HPCF (B, C) 注入弁閉	狭 帯 域	L-3 (610mm)	PCIS作動 RIP (A, F, D, J) トリップ SGTS (A, B) 起動	L-2 (-590mm)	RCIC起動 RIP (B, E, H, C, G, K) トリップ CUW隔離 ARI作動	広 帯 域	L-1.5 (-2040mm)	MSIV全閉 MSドレン弁全閉 RCIC起動 HPCF (B, C) 起動 D/G (B, C) 起動	L-1 (-2880mm)	LPFL (A, B, C) 起動 D/G (A) 起動 CAMS起動 SA-ADSタイマ作動 ADSタイマ作動許可	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
原子炉水位インターロック																	
L-8 (1650mm)	T/D RFP (A, B) トリップ M/D RFP (A, B) トリップ RCIC自動停止 主タービントリップ HPCF (B, C) 注入弁閉	狭 帯 域															
L-3 (610mm)	PCIS作動 RIP (A, F, D, J) トリップ SGTS (A, B) 起動																
L-2 (-590mm)	RCIC起動 RIP (B, E, H, C, G, K) トリップ CUW隔離 ARI作動	広 帯 域															
L-1.5 (-2040mm)	MSIV全閉 MSドレン弁全閉 RCIC起動 HPCF (B, C) 起動 D/G (B, C) 起動																
L-1 (-2880mm)	LPFL (A, B, C) 起動 D/G (A) 起動 CAMS起動 SA-ADSタイマ作動 ADSタイマ作動許可																

変更前

変更後

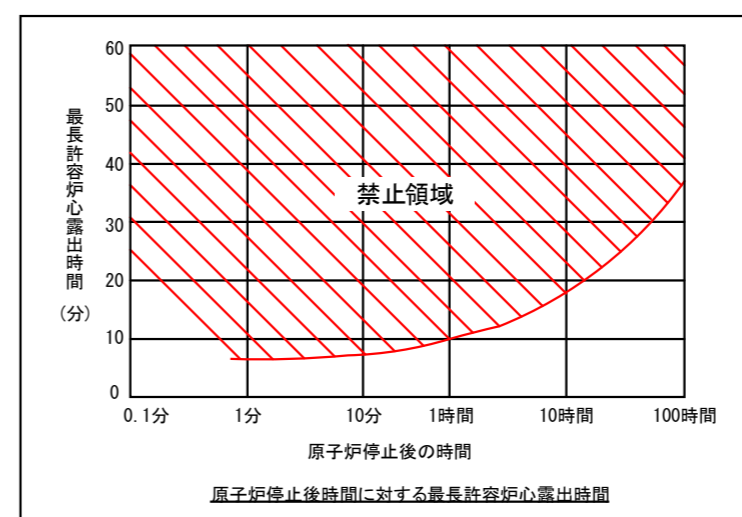
備考

(8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いてるSRVの個数	炉心冠水最低圧力(MPa)
3	5.77
4	4.31
5	3.42
6	2.83
7	2.41
8	2.10
9	1.86
10	1.67
11	1.50
12	1.38
13	1.26
14	1.16
15	1.08
16	1.00
17	0.95
18	0.89

ATWS+水位不明時の炉心冠水最低圧力

(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



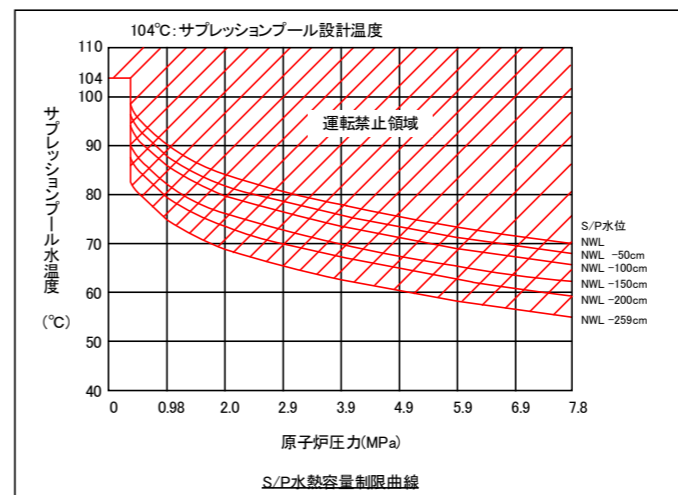
原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

変更前

変更後

備考

(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(11) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.88 MPa[gage]以下

(12) 格納容器圧力制限値：0.279 MPa[gage]

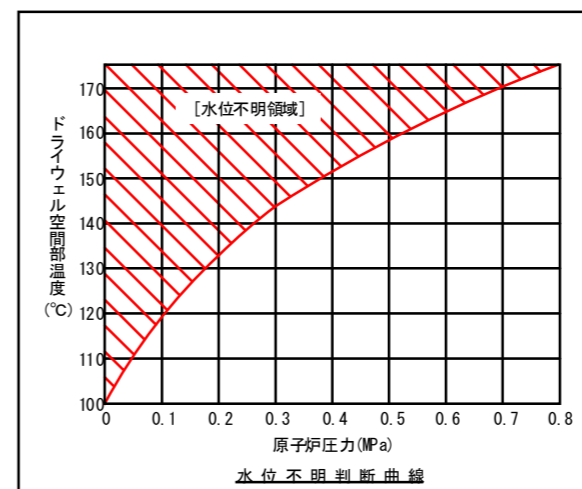
(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.098 MPa[gage]

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：2弁

(15) 温度高警報設定点：65°C

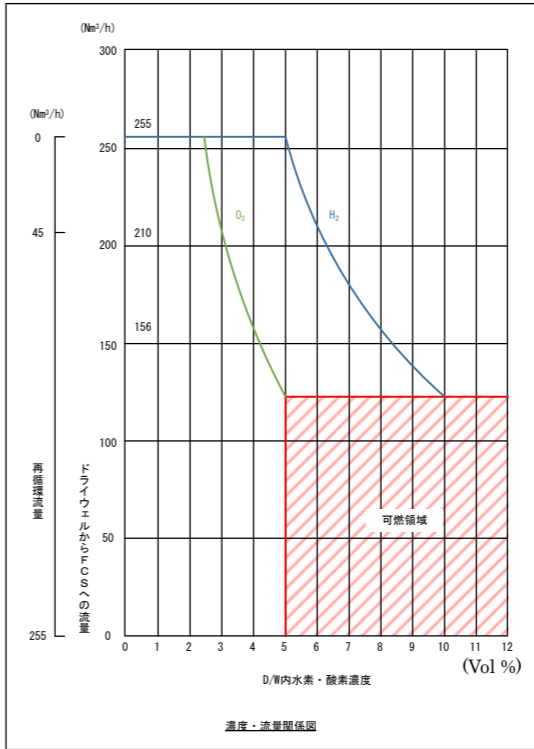
(16) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C

(17) 水位不明判断曲線：下図のとおり



原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）



変更前	変更後	備考
	<p>(18) サプレッションプールのプレイ起動温度：4.9℃</p> <p>(19) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値： +12.7m</p> <p>(20) 格納容器ベント最高水位：+27.2m</p> <p>(21) ベント管凝縮限界値：-259cm</p> <p>(22) 水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.4%</p> <p>(23) 水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.3%及び4.6%</p> <p>(24) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり</p>  <p>(25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.105MPa[gage] {1.07kg/cm²g}</p> <p>(26) 「急速減圧」時必要弁数：8弁</p> <p>(27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.4MPa[gage] {4kg/cm²g}</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

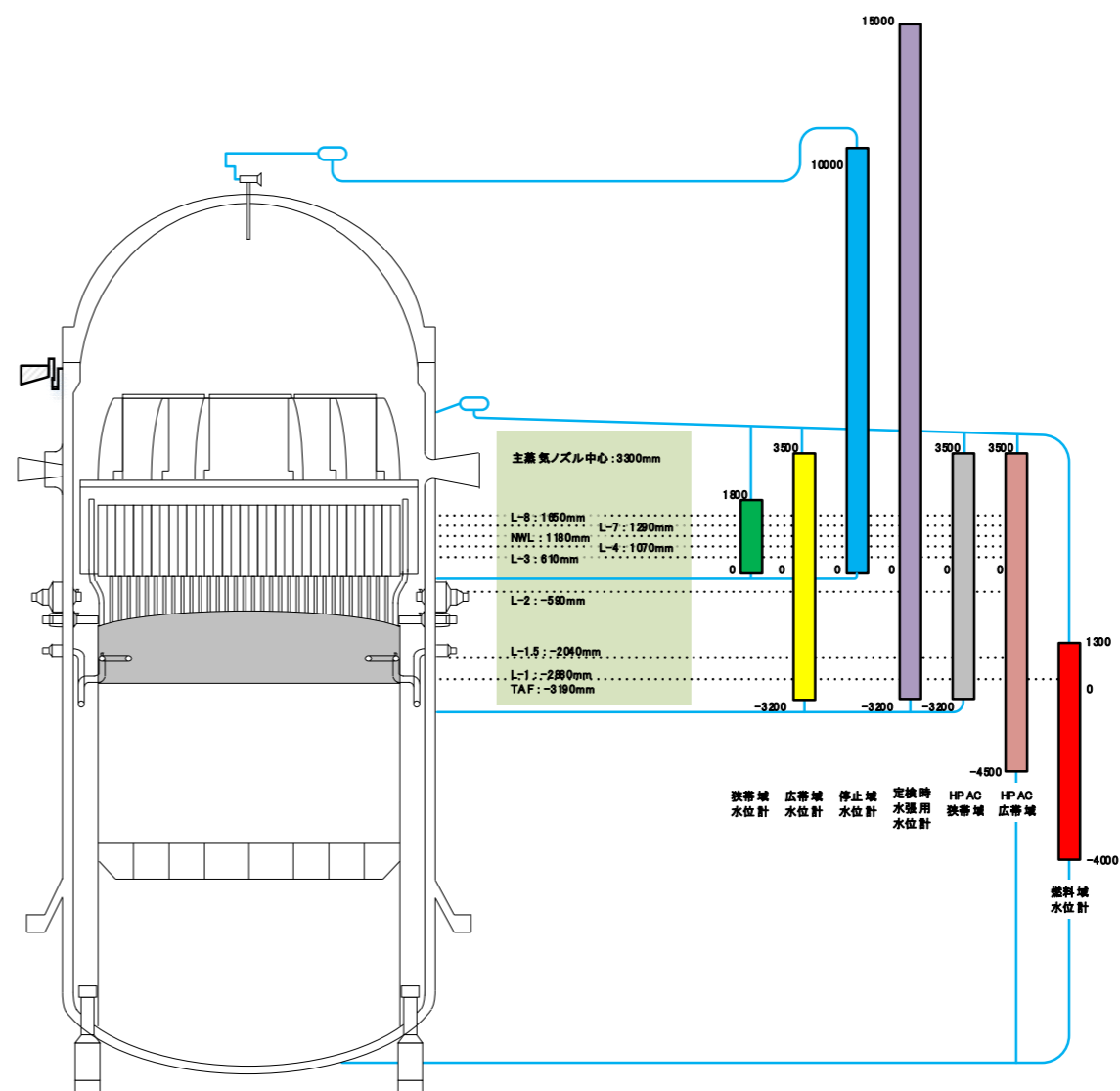
変更前

変更後

備考

- (28) 原子炉压力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (29) 原子炉压力容器満水確認用最小必要弁数：2弁
- (30) 原子炉压力容器水位計測定範囲

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）



変更前

変更後

備考

**(31) 原子炉圧力制御ブレークポイント**

原子炉圧力制御ブレークポイント		
圧力 (MPa)	対象項目	意味
7.92~8.19	安全弁機能設定圧力	圧力バウンダリー保護
7.51~7.85	逃し弁機能設定圧力	SRV開に伴う水位・出力の変動
7.48	ARIトリップ	ATWAS発生時に圧力容器内圧力上昇を緩和し、且つS/Pの温度上昇を抑えるためRIP4台トリップ及びARIが動作する。
7.34	圧力高スクラム設定値	原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入されるため、燃料破損や異常高圧状態を引き起こす。そのため原子炉圧力高でスクラムさせ圧力上昇を防止する。
6.7	TBV100%開	6.52MPaで設定されたEHC圧力によるTBVの最大圧力
6.52	TBV0%開	TBVの最小圧力(EHC圧力設定による制御)
5.98	復水ポンプ注水開始	HPCP注水開始
3.06	LPFL注入弁開許可	LPFL注入弁開
2.16	LPFL注水開始	LPFL注水開始
0.88	RHR停止時冷却隔離弁開許可	SHC運転許可
0.34	SRV最低開圧力	SRV開維持に必要な最小圧力

**(32) 原子炉水位制御ブレークポイント**

原子炉水位制御ブレークポイント		
原子炉水位 (mm)	対象項目	意味
1650 (L-8)	主タービントリップ 給水ポンプトリップ RCIC自動停止 HPCF注入弁閉	RCIC、HPCF系運転時に原子炉水位異常上昇を防止し、タービンに過度のキャリーオーバー流入及び主蒸気管への炉水流入を防止。
1290 (L-7)	原子炉水位高(ANN)	過度なキャリーオーバーとならないよう警報を発生。
1180 (NWL)	通常運転水位	運転時の通常水位
1070 (L-4)	原子炉水位低(ANN)	過度なキャリーアンダーとならないよう警報を発生。
610 (L-3)	原子炉スクラム PCIS隔離 SGTS起動	自動スクラム
-590 (L-2)	RCIC起動 ARI作動 CUW隔離	全給水喪失時にRCICが起動すればL1.5に至らない。代替制御棒挿入手段としてARIを作動
-2040 (L-1.5)	HPCF起動 D/G(B.C)起動 MSIV閉	原子炉水位が異常低下した場合に、一次系からの冷却材の流出を防止する為、MSIVを閉止するとともにECCS系の起動により原子炉水位の低下を抑える。
-2880 (L-1)	LPFL起動 D/G(A)起動 ADSタイマ作動	LOCA時にECCSが作動するのに時間的余裕が十分あり、炉心が冠水維持されて冷却が十分達成できる水位とする。
-3190 (TAF)	有効燃料頂部	燃料冠水による十分な冷却機能の喪失
燃料域:-1850 (BAF+50%)	燃料下端上50%	燃料被覆管パフォーレーション開始温度(815℃)

**(33) 原子炉出力ブレークポイント**

原子炉出力制御ブレークポイント		
出力 (%)	対象項目	意味
120	APRM高高	自動スクラム
63	100%ロッドラインの最小流量	再循環ポンプが最小流量ランバックしたときの理想最低出力
40	100%ロッドラインの自然循環流量	再循環ポンプがトリップした時の理想最低出力
35	TBVのキャパシティ	TBV操作によって制御できる最大出力
15	APRMセットダウン高高	モードスイッチが起動ポジションにあるときのスクラム

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

変更前

変更後

備考

**(34) 格納容器圧力制御ブレークポイント**

格納容器圧力制御ブレークポイント		
圧力 (kPa[gage])	対象項目	意味
990	PCV限界圧力制限値	PCV降伏圧力
400 (500KPa・abs)	中操指示計フルスケール	
310	PCV最高使用圧力	緊急時対策本部の判断を仰ぎ、格納容器ベントをする。
279	PCV圧力制限値	格納容器スプレイを実施し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を実施する。
250	設計基準事故時の最高圧力	
180	圧力抑制、圧力制限条件	急速減圧へ移行する。
105 (210KPa・abs)	FCS設計圧力	FCSブロワ吸込圧力高にてトリップする。
100	FCVS系ラプチャーディスク破裂圧力	左記圧力以上でないとFCVS系は使用不可能
98		圧力上昇が継続する場合、D/Wスプレイ及びS/Pスプレイを実施する。
13.7	スクラム設定点	原子炉自動スクラム、ECCS作動
8.5	AC系D/W圧力高設定値	
5.2	通常運転圧力	
0.7	D/W圧力低設定値	

**(35) D/W温度制御ブレークポイント**

D/W温度制御ブレークポイント		
温度 (°C)	対象項目	意味
171	D/W設計温度	・水位不明判断曲線の確認 ・原子炉ウェル水張
103	D/W圧力高スクラム設定値の飽和温度	急速減圧実施
90	MSIV用LS許容温度	手動スクラム実施
66 (局所温度)	格納容器内機器設計温度 (SGTSチャコールフィルタ性能保証温度)	・DWC追加起動
57 (DWC入口温度)	D/W通常運転制限温度	・DWC追加起動しても温度上昇が継続する場合、通常停止

**(36) S/P温度制御ブレークポイント**

S/P温度制御ブレークポイント		
温度 (°C)	対象項目	意味
104	S/C最高使用温度	
100	ECCS系の最高使用温度	可能であれば水源をCSPへ切替える。
77	LOCA時S/P水温上限	蒸気凝縮実験からのLOCA時ローダウン中のプール水温は77°C以下に制限する。
60	RCIC長期運転保障	60°Cを超えてのRCIC運転は長期的に保障できないため、可能であれば水源をCSP側へ切替える。
49 (空間部局所温度)	S/Pスプレイ起動温度	空間部温度のみが上昇した場合、真空破壊弁バイパス等の異常発生の可能性があるため、S/Pスプレイを作動させる。
49	高温待機運転中のS/P水高温度 (スクラム制限温度)	プール水温を77°C以下を満足するためには原子炉隔離事象を想定してもプール水温が49°C以下であればよい。 手動スクラムし、「減圧冷却」を開始する。 S/P水熱容量制限値を超えた場合は急速減圧する。
35	S/P通常運転制限温度	S/P冷却を開始する。温度上昇継続なら手動スクラムする。

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

変更前

変更後

備考

(37) S/P水位制御ブレイクポイント

S/P水位制御ブレイクポイント		
S/P底部より(m) (S/P水位計)	対象項目	意味
28.8	D/Wスプレインゾル位置	D/Wスプレイは空間スプレイに有効ではない。
27.2	格納容器ベント位置	格納容器外の水源からの原子炉への注水を停止する。
26.5	CAMS D/W側H <sub>2</sub> ・O <sub>2</sub> サンプル位置	CAMS D/W側H <sub>2</sub> ・O <sub>2</sub> サンプリングできないレベル。
23.03	FCS(B)吸込み位置	FCS(B)が使用できないレベル
22.9	FCS(A)吸込み位置	FCS(A)が使用できないレベル
22.2	TAF	原子炉水位に関係あるTAF。
19	S/Cスプレインゾル位置	S/Cスプレイは空間スプレイに有効ではない。
18.4	BAF	原子炉水位に関係のあるBAF。
18	AM盤S/C水位計最大表示	これ以上の水位はAM盤 S/C水位計指示は信用できない。
17.4 (+10.07m)	S/Cベント位置	S/Cベントができないレベル。
16.8 (+9.75m)	CAMS S/C側H <sub>2</sub> ・O <sub>2</sub> サンプル位置	CAMS S/C側H <sub>2</sub> ・O <sub>2</sub> サンプリングできないレベル。
14.35 (+7.3m)	真空破壊弁位置	圧力抑制機能喪失。
14.0 (+6.95m)	真空破壊弁位置から 作動差圧を引いた値	D/Wスプレイを停止する。
13.15 (+6.1m)	圧力容器底部	原子炉水位に関係のある圧力容器底部。
12.7 (+5.65m)	真空破壊弁機能上の S/P水位制限値	急速減圧する。
10.85 (+3.8m)	FCS(A)戻り位置	FCS(A)排気管が水没するレベル。 FCS(A)系の運転に影響を与える恐れ。
9.7 (+2.65m)	FCS(B)戻り位置	FCS(B)排気管が水没するレベル。 FCS(B)系の運転に影響を与える恐れ。
8.6 (+1.6m)	リターンライン位置	下部D/Wへ流入した水がS/Pへ戻る。
7.2 (+15.0cm)	通常運転高水位限界値 (保安規定上限値+10cm)	RIP及びDWCを停止し、D/Wスプレイを作動する。
7.1 (+5.0cm)	通常運転高水位制限値 (保安規定上限値)	水位上昇要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。
7.05 (±0cm)	通常運転低水位	通常運転水位。
7 (-5.0cm)	通常運転低水位制限値 (保安規定下限値)	水位低下要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。
6.9 (-15.0cm)	通常運転低水位限界値 (保安規定上限値-10cm)	急速減圧する。
4.46 (-259cm)	ベント管凝縮限界値	この水位以下になると、圧力抑制機能喪失。
4.05 (-300cm)	RCIC排気スパーージャ上端水位	RCICが起動している場合は、S/C圧力が上がる
2.13 (-492cm)	SRVクエンチャー水位	SRVが作動しているとき、PCV圧が上昇する。
2.05 (-500cm)	ECCSポンプ 渦吸込制限値	可能ならばECCSを外部水源切替か 代替注水等によりS/P水位回復。

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>添付2 火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準</u>  <u>(第17条，第17条の2，第17条の3，第17条の4及び第17条の5関連)</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;"><u>火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準</u></p> <p><u>1. 火災</u>  <u>防災安全GMは，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の1. 1項から1. 5項を含む火災防護計画を策定し，防災安全部長の承認を得る。また，各GMは，火災防護計画に基づき，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>1. 1 専用回線を使用した通報設備の設置</u>  <u>防災安全GMは，中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。</u></p> <p><u>1. 2 要員の配置</u>  <u>(1) 防災安全GMは，火災の発生により災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災安全GMは，火災の発生により原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第108条（原子力防災組織）に定める必要な要員を配置する。</u>  <u>(3) 防災安全GMは，上記体制以外の通常時及び火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</u></p> <p><u>ア. 火災予防活動に関する要員</u>  <u>各建屋，階及び部屋等の火災予防活動を実施するため，防火・防災管理者を置く。</u></p> <p><u>イ. 消火要員</u>  <u>運転員，消防車隊による消火要員として，10名以上を発電所に駐在させる。</u></p> <p><u>ウ. 自衛消防組織</u>  <u>(ア) 火災による人的又は物的な被害を最小限にとどめるため，所長が指名した統括管理者を自衛消防組織に設置する。</u>  <u>(イ) 自衛消防組織は，9つの班で構成され，各班には，責任者である班長を配置するとともに，自衛消防組織を統括する統括管理者を置く。</u>  <u>(ウ) 統括管理者は，自衛消防組織が行う活動に対し，指揮，指令を行うとともに，公設消防隊との連携を密にし，円滑な自衛消防活動ができるように努める。</u></p> <p><u>1. 3 教育訓練の実施</u>  <u>防災安全GMは，火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u></p> <p><u>(1) 火災防護教育</u>  <u>全所員に対して，以下の教育訓練を実施する。また，消防車隊に対して，以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>ア. 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として，火災から防護すべき機器等の火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した対策に関する教育訓練</u></p> <p><u>イ. 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</u>  <u>(ア) 外部火災発生時の予防散水に関する教育訓練</u>  <u>(イ) 外部火災によるばい煙発生時及び有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止，換気空調</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>系の停止又は中央制御室の再循環運転により、建屋内へのばい煙及び有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練</u></p> <p><u>(ウ) 森林火災から外部事象防護対象施設を防護するための防火帯の点検等に係る教育訓練</u></p> <p><u>(エ) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部事象防護対象施設を防護するために、<u>隔離距離を確保すること等の火災防護に関する教育訓練</u></u></p> <p><u>ウ. 火災が発生した場合の消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練</u></p> <p><u>(2) 自衛消防隊による総合訓練</u></p> <p><u>自衛消防隊に対して、火災発生時における消火活動等に関する総合的な訓練を実施する。また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>(3) 運転員に対する教育訓練</u></p> <p><u>運転員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(4) 消防訓練 (防火対応)</u></p> <p><u>消火要員に対して、火災発生時における初期消火活動に関する訓練を実施する。また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>1. 4 資機材の配備</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>(2) 各GMは、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>1. 5 手順書の整備</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。</u></p> <p><u>ア. 火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保及び教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守管理、点検及び火災情報の共有化等</u></p> <p><u>イ. 原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</u></p> <p><u>ウ. 重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</u></p> <p><u>エ. その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策</u></p> <p><u>オ. 安全施設を外部火災から防護するための運用等</u></p> <p><u>(2) 防災安全GMは、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>ア. 消火活動</u></p> <p><u>各GMは、火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</u></p> <p><u>イ. 消火設備故障時の対応</u></p> <p><u>当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</u></p> <p><u>ウ. 消火設備のうち、自動ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応</u></p> <p><u>(ア) 当直長は、火災感知器が作動した場合、火災区域又は火災区画からの退避警報、自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(イ) 当直長は、自動ガス消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。</u></p> <p><u>エ. 消火設備のうち、手動操作による固定式ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応</u></p> <p><u>(ア) 当直長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 当直長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式ガス消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。</u></p> <p><u>オ. 格納容器内における火災発生時の対応</u></p> <p><u>当直長は、原子炉の起動中及び原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認及び必要な運転操作等を実施する。</u></p> <p><u>カ. 単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応（中央制御室の制御盤1面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）</u></p> <p><u>(ア) 当直長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 当直長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。</u></p> <p><u>キ. 水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応</u></p> <p><u>当直長は、換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</u></p> <p><u>ク. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動</u></p> <p><u>固定式ガス消火設備による消火後、消火要員が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉を開放、換気空調系、可搬型排煙装置により換気し入室する。</u></p> <p><u>ケ. 消火用水の最大放水量の確保</u></p> <p><u>当直長は、水源であるろ過水タンクには、最大放水量360m<sup>3</sup>に対して、十分な水量を確保する。</u></p> <p><u>コ. 防火帯の維持・管理</u></p> <p><u>防災安全GMは、防火帯の維持・管理を実施する。</u></p> <p><u>サ. 外部火災によるばい煙発生時の対応</u></p> <p><u>(ア) 当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、バグフィルタ等の差圧監視、外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 各GMは、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入口に設置しているバグフィルタの差圧を確認するとともに、必要に応じ取替え又は清掃を実施する。</u></p> <p><u>シ. 外部火災による有毒ガス発生時の対応</u></p> <p><u>当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</u></p> <p><u>ス. 外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合</u></p> <p><u>放射線安全GMは、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。</u></p> <p><u>セ. 油貯蔵設備の運用</u></p> <p><u>当直長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</u></p> <p><u>ソ. 火災予防活動（巡視点検）</u></p> <p><u>各GMは、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>タ. 火災予防活動（可燃物管理）</u>  <u>保全総括GMは、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器及び点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）及び重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</u></p> <p><u>チ. 火災予防活動（火気作業等の管理）</u>  <u>各GMは、火災区域又は火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</u></p> <p><u>ツ. 延焼防止</u>  <u>防災安全GMは、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設及び植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</u></p> <p><u>テ. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</u>  <u>各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>ト. 地震発生時における火災発生の有無の確認</u>  <u>各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>ナ. 保守管理、点検</u>  <u>各GMは、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>ニ. 火災影響評価条件の変更の要否確認</u>  <u>(ア) 内部火災影響評価</u>  <u>設備保守箇所GMは、設備改造等を行う場合、都度、技術計画GMへ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。</u>  <u>技術計画GMは、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。</u>  <u>また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</u>  <u>(イ) 外部火災影響評価</u>  <u>技術計画GMは、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</u></p> <p><u>1. 6 定期的な評価</u>  <u>(1) 各GMは、1. 1項から1. 5項の活動の実施結果について、防災安全GMに報告する。</u>  <u>(2) 防災安全GMは、1. 1項から1. 5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある</u><u>と判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>2. 内部溢水</u>  <u>技術計画GMは、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 1項から2. 3項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>2. 1 要員の配置</u>  <u>防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>2. 2 教育訓練の実施</u>  <u>技術計画GMは、溢水発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的</u><u>に実施する。</u>  <u>(1) 全所員に対して、溢水全般（評価内容並びに溢水経路、防護すべき設備、水密扉及び堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 運転員に対して、溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>2. 3 手順書の整備</u>  <u>(1) 発電GM及び技術計画GMは、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>ア. 溢水発生時の措置に関する手順</u>  <u>(ア) 当直長は、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。</u>  <u>(イ) 当直長は、燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合の、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水及び冷却の措置を行う。</u>  <u>イ. 運転時間実績管理</u>  <u>技術計画GMは、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。</u>  <u>ウ. 水密扉の閉止状態の管理</u>  <u>当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u>  <u>エ. 屋外タンクの片側運用の管理</u>  <u>当直長は、防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため、ろ過水タンク及び純水タンクを常時一基隔離し、片側運用とする。</u>  <u>オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u>  <u>各GMは、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>カ. 蒸気漏えいに対する管理</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>当直長は、原子炉建屋内における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。</u></p> <p><u>キ．排水誘導経路に対する管理</u></p> <p><u>当直長は、排水を期待する設備の状態監視を行う。また、技術計画GMは、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。</u></p> <p><u>ク．定検作業時における運用管理</u></p> <p><u>原子炉安全GMは、定検作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</u></p> <p><u>ケ．保守管理，点検</u></p> <p><u>(ア) 各GMは、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</u></p> <p><u>(イ) 各GMは、浸水防護施設を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>コ．溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</u></p> <p><u>技術計画GMは、各種対策設備の追加及び資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</u></p> <p><u>2. 4 定期的な評価</u></p> <p><u>(1) 各GMは、2. 1項から2. 3項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。</u></p> <p><u>(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>2. 5 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u></p> <p><u>当直長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>3. 火山影響等，積雪</u></p> <p><u>技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の3. 1項から3. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、火山影響等及び積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>3. 1 要員の配置</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>(2) 防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>また、所長は、降灰予報等により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）への多量の降灰が予想される場合、マニュアルに定める組織の要員を参集して活動する。</u></p> <p><u>なお、休日，時間外（夜間）においては、第12条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>3. 2 教育訓練の実施</u>  <u>技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 全所員に対して、火山影響等及び積雪発生時に対する運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 運転員に対して、火山影響等発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(3) 各グループ員に対して、降下火砕物防護対策施設の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(4) 緊急時対策要員に対して、火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>3. 3 資機材の配備</u>  <u>(1) 各GMは、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。</u>  <u>(2) 原子炉GMは、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な非常用ディーゼル発電機の着脱可能なフィルタ（200メッシュ。以下「改良型フィルタ」という。）その他必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>3. 4 手順書の整備</u>  <u>技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>(1) 降下火砕物の侵入防止</u>  <u>当直長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視、及び外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は再循環運転により建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。</u>  <u>(2) 降下火砕物及び積雪の除去作業</u>  <u>各GMは、降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は、降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設、並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について、堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</u>  <u>(3) 非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策</u>  <u>火山影響発生時において、非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付を実施する。</u>  <u>ア. 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付</u>  <u>各GMは、フィルタの取付が容易な改良型フィルタを取り付ける。</u>  <u>(ア) 手順着手の判断基準</u>  <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u>  <u>(4) 高圧代替注水系ポンプを用いた炉心を冷却するための対策</u>  <u>火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため高圧代替注水系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</u>  <u>ア. 高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>  <u>当直長は、原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は、高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却を行う。</u>  <u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p>	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合</u></p> <p><u>(5) 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策</u></p> <p><u>火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>ア. 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u></p> <p><u>当直長は、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却を行う。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合</u></p> <p><u>(6) 緊急時対策所の居住性確保に関する対策</u></p> <p><u>火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</u></p> <p><u>ア. 緊急時対策所の居住性確保</u></p> <p><u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放する。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u></p> <p><u>(7) 通信連絡設備に関する対策</u></p> <p><u>火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</u></p> <p><u>ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業</u></p> <p><u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を降下火砕物の影響を受けない7号炉タービン建屋内へ移動し準備作業を行う。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u></p> <p><u>イ. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電作業</u></p> <p><u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電不能となった場合</u></p>	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																									
	<p><u>火山影響等発生時の対策における主な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1383 268 2531 873"> <thead> <tr> <th>作業手順No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(3)ア.</td> <td>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付<sup>※1</sup></td> <td>緊急時対策要員</td> <td>4</td> <td>70分</td> </tr> <tr> <td>(4)ア.</td> <td>高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>2</td> <td>15分</td> </tr> <tr> <td>(5)ア.</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>2</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>(7)ア.イ.</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業<sup>※2</sup></td> <td>緊急時対策要員</td> <td>6</td> <td>85分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班2名で2班が並行で実施する。                  ※2：1班2名で3班が並行で実施する。</p> <p>(8) 代替設備の確保                  各GMは、火山影響等発生時又は積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p>(9) 降灰時の原子炉施設への影響確認                  各GMは、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(10) 保守管理、点検                  各GMは、降下火砕物防護対策施設について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>3.5 定期的な評価                  (1) 各GMは、3.1項から3.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。                  (2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</p> <p>3.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置                  当直長は、火山影響等及び積雪の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準                  ア. 火山影響等発生時において、発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）に降灰予報「多量」が発表</p>	作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3)ア.	非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付 <sup>※1</sup>	緊急時対策要員	4	70分	(4)ア.	高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	2	15分	(5)ア.	原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	2	速やかに	(7)ア.イ.	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業 <sup>※2</sup>	緊急時対策要員	6	85分	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>
作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																							
(3)ア.	非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付 <sup>※1</sup>	緊急時対策要員	4	70分																							
(4)ア.	高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	2	15分																							
(5)ア.	原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	2	速やかに																							
(7)ア.イ.	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業 <sup>※2</sup>	緊急時対策要員	6	85分																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>された場合</u>  <u>イ. 発電所より半径160km以内の火山が噴火したが、降灰予報が発表されない場合において、保安規定第58条の3に定める外部電源5回線のうち、3回線以上が動作不能となり、動作可能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</u></p> <p><u>3.7 その他関連する活動</u>  <u>(1) 原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>ア. 新たな知見の収集、反映</u>  <u>原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山現象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p> <p><u>4. 地震</u>  <u>技術計画GMは、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>4.1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>4.2 教育訓練の実施</u>  <u>技術計画GMは、地震発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 運転員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>4.3 資機材の配備</u>  <u>各GMは、地震発生時に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>4.4 手順書の整備</u>  <u>(1) 技術計画GMは、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>ア. 波及的影響防止に関する手順</u>  <u>(ア) 各GMは、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、7号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</u>  <u>(イ) 各GMは、7号炉の機器・配管等の設置及び点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）並びにこれらが設置される重大事故等対処施設（以下、「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設*1の波及的影響（4つの観点*2及び溢水・火災の観点）を防止する。</u>  <u>※1：耐震重要施設等以外の施設をいう。</u></p>	<p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>※2：4つの観点とは、以下をいう。</u></p> <p><u>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</u></p> <p><u>b. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響</u></p> <p><u>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響</u></p> <p><u>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響</u></p> <p><u>イ. 設備の保管に関する手順</u></p> <p><u>(ア) 各GMは、7号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。</u></p> <p><u>(イ) 各GMは、7号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。</u></p> <p><u>ウ. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u></p> <p><u>各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>4. 5 定期的な評価</u></p> <p><u>(1) 各GMは、4. 1項から4. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。</u></p> <p><u>(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>4. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u></p> <p><u>当直長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>4. 7 その他関連する活動</u></p> <p><u>(1) 7号炉について、原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>ア. 新たな知見等の収集、反映</u></p> <p><u>原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐震安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p> <p><u>イ. 波及的影響防止</u></p> <p><u>原子力設備管理部長は、4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</u></p> <p><u>ウ. 地震観測及び影響確認</u></p> <p><u>(ア) 原子力設備管理部長は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握及び土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。</u></p> <p><u>(イ) 原子力設備管理部長は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。</u></p> <p><u>5. 津波</u></p> <p><u>技術計画GMは、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5. 1項から5. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づ</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>き、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>5. 1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>5. 2 教育訓練の実施</u>  <u>技術計画GMは、津波発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 運転員に対して、津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(3) 各グループ員に対して、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>5. 3 資機材の配備</u>  <u>各GMは、津波発生時に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>5. 4 手順書の整備</u>  <u>(1) 技術計画GMは、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>ア. 津波の襲来が予想される場合の対応</u>  <u>(ア) 当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。また、補機取水槽の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため、常用系海水ポンプ（循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する。</u>  <u>(イ) 各GMは、燃料等輸送船に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。</u>  <u>(ウ) 土木GMは、浚渫作業で使用する土運船等に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、作業を中断し、陸側作業員の退避に関する措置を実施する。</u>  <u>(エ) 各GMは、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。</u>  <u>(オ) 当直長は、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</u>  <u>イ. 水密扉の閉止状態の管理</u>  <u>当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u>  <u>ウ. 取水槽閉止板の管理</u>  <u>各GMは、取水槽閉止板を点検等により開放する際の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u>  <u>エ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</u>  <u>各GMは、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>オ. 保守管理、点検</u>  <u>各GMは、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備について、その要求機能を維持する</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>ため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>カ. 津波評価条件の変更の要否確認</u></p> <p><u>(ア) 各GMは、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。</u></p> <p><u>(イ) 技術計画GMは、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</u></p> <p><u>キ. 代替設備の確保</u></p> <p><u>各GMは、津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</u></p> <p><u>5. 5 定期的な評価</u></p> <p><u>(1) 各GMは、5. 1項から5. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。</u></p> <p><u>(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>5. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u></p> <p><u>当直長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>5. 7 その他関連する活動</u></p> <p><u>(1) 原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>ア. 新たな知見の収集、反映</u></p> <p><u>原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐津波安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p> <p><u>6. 竜巻</u></p> <p><u>技術計画GMは、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の6. 1項から6. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>6. 1 要員の配置</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>(2) 防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>6. 2 教育訓練の実施</u></p> <p><u>技術計画GMは、竜巻発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。</u></p> <p><u>(1) 全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。また、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(2) 運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(3) 各グループ員に対して、竜巻防護対策施設の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考																		
	<p><u>6. 3 資機材の配備</u> 各GMは、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。</p> <p><u>6. 4 手順書の整備</u> 技術計画GMは、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p><u>(1) 飛来物管理の手順</u> ア. 各GMは、衝突時に建屋又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物<sup>※1</sup>（極小飛来物である砂利を除く。）よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。 イ. 各GMは、屋外の重大事故等対処設備について、設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで、設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。 ※1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1439 787 2151 955"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>鋼製材</th> <th>角型鋼管（大）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>135</td> <td>28</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1439 997 2151 1165"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>足場パイプ</th> <th>鋼製足場板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>11</td> <td>14</td> </tr> </tbody> </table> <p>ウ. 当直長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また、各GMは、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p><u>(3) 代替設備の確保</u> 各GMは、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p><u>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</u> 各GMは、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p><u>(5) 保守管理、点検</u> 各GMは、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1	質量（kg）	135	28	飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04	質量（kg）	11	14	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）																		
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1																		
質量（kg）	135	28																		
飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板																		
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04																		
質量（kg）	11	14																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>6. 5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各GMは、6. 1項から6. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。</u>  <u>(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>6. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>当直長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>6. 7 その他関連する活動</u>  <u>(1) 原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>ア. 新たな知見の収集、反映</u>  <u>原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p> <p><u>7. 有毒ガス</u>  <u>技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7. 1項から7. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>7. 1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災安全GMは、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>7. 2 教育訓練の実施</u>  <u>技術計画GMは、有毒ガス発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 全所員に対して、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動に係る教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員に対して、有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>7. 3 資機材の配備</u>  <u>各GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>7. 4 手順書の整備</u>  <u>(1) 技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>ア. 有毒ガス防護の確認に関する手順</u>  <u>(ア) 化学管理GMは、発電所敷地内における新たな有毒化学物質の有無を確認する。また、技術計画GMは中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認し、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）又は可動源と特定した場合は、有毒ガスが発生した場合の影響評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。</u>  <u>(イ) 各GMは可動源の輸送ルートについて、運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</u></p> <p><u>7. 5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各GMは、7. 1項から7. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。</u>  <u>(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>7. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>添付 3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</u>  <u>(第 17 条の 7 及び第 17 条の 8 関連)</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</u></p> <p><u>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</u></p> <p><u>また、重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表19に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順及び運用手順の詳細な内容等については、マニュアルに定める。</u></p> <p><u>1. 重大事故等対策</u></p> <p><u>(1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。</u></p> <p><u>(2) 原子力運営管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に定める。</u></p> <p><u>ア. 原子炉主任技術者は、緊急時対策本部において、独立性を確保し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</u></p> <p><u>イ. 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員へ指示を行い、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</u></p> <p><u>ウ. 原子炉主任技術者は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必要な場合は指示を行う。</u></p> <p><u>エ. 早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に7号炉の原子炉主任技術者又は代行者1名を待機させる。</u></p> <p><u>オ. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。</u></p> <p><u>(3) 防災安全GMは、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 1項及び1. 2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>(4) 各GMは、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1. 3項及び表1から表19に示す「重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、次の1. 1 (1) ア. の要員にこの手順を遵守させる。</u></p> <p><u>(5) 原子力運営管理部長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の1. 1項及び1. 2項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>1. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備</u></p> <p><u>(1) 体制の整備</u></p> <p><u>ア. 防災安全GMは、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者をマニュアルに定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</u></p> <p><u>(ア) 所長は、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力防災態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、第108条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部の体制を整え対処する。</u></p> <p><u>(イ) 所長は、緊急時対策本部長として、緊急時対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。指揮者である緊急時対策本部長が不在の場合に備え、副原子力防災管理者の中からあらかじめ定めた順位で代行者を指定する。</u></p> <p><u>(ウ) 緊急時対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</u></p> <p><u>(エ) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直の機能を明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。</u></p> <p><u>(オ) 所長は、指揮者である本部長の所長が欠けた場合に備え、本部長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。</u></p> <p><u>(カ) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合、速やかに原子力防災態勢を発令するとともに原子力運営管理部長へ報告する。</u></p> <p><u>(キ) 実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直、復旧班、自衛消防隊により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</u></p> <p><u>a. 号機統括は、対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わる対応の統括を行う。</u></p> <p><u>b. 号機班は、当直からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直への情報提供を行う。</u></p> <p><u>c. 当直は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う。</u></p> <p><u>d. 復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の準備と操作、及び不具合設備の復旧を行う。</u></p> <p><u>e. 自衛消防隊は、火災発生時における消火活動を行う。</u></p> <p><u>(ク) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。</u></p> <p><u>a. 緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、緊急時対策本部長が活動方針を示し、号炉ごとに配置された号機統括は、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。</u></p> <p><u>b. 複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して7号炉の炉心損傷防止及び納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。</u></p> <p><u>c. 複数号炉の同時被災時において、当直は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</u></p> <p><u>d. 原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>e. 各号炉の原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。</u></p> <p><u>(ケ) 技術支援組織と運営支援組織の班構成及び必要な役割分担については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。</u></p> <p><u>a. 技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。</u></p> <p><u>(a) 計画・情報統括は、事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。</u></p> <p><u>(b) 計画班は、プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。</u></p> <p><u>(c) 保安班は、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示を行う。</u></p> <p><u>b. 運営支援組織は、対外対応統括及び総務統括を配置し、通報班、立地・広報班、資材班及び総務班で構成する。</u></p> <p><u>(a) 対外対応統括は、対外対応活動の統括を行う。</u></p> <p><u>(b) 通報班は、対外関係機関へ通報連絡等を行う。</u></p> <p><u>(c) 立地・広報班は、自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。</u></p> <p><u>(d) 総務統括は、緊急時対策本部の運営支援の統括を行う。</u></p> <p><u>(e) 資材班は、資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。</u></p> <p><u>(f) 総務班は、要員の呼集、食糧・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示等を行う。</u></p> <p><u>(コ) 地震の影響による通信障害等が発生し、自動呼出・安否確認システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合でも、新潟県内で震度6弱以上の地震の発生により、発電所に自動参集する。</u></p> <p><u>(サ) 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員として、第12条に規定する重大事故等に対処する要員について、以下のとおり役割及び人数を割り当て確保する。</u></p> <p><u>a. 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、6号炉及び7号炉の重大事故等に対処する要員として、発電所内に緊急時対策要員44名、運転員13名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊10名の合計67名を確保する。</u></p> <p><u>b. 7号炉運転停止中*においては、運転員を10名とする。</u></p> <p><u>※原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間</u></p> <p><u>c. 重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。</u></p> <p><u>d. 重大事故等発生時の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、重大事故等に対処する要員を確保する。</u></p> <p><u>e. 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</u></p> <p><u>(シ) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</u></p> <p><u>(ス) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための以下の施設及び設備等を管理する。</u></p> <p><u>a. 支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用い</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>た通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u></p> <p><u>b. 実施組織が、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るための、携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備</u></p> <p><u>c. 電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施するための照明機器等</u></p> <p><u>(七) 支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。</u></p> <p><u>a. 発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行う。</u></p> <p><u>b. 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の通報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本社対策本部と緊急時対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。</u></p> <p><u>c. 本社対策本部との情報共有を密にし、報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡は本社対策本部で実施する。</u></p> <p><u>イ. 原子力運営管理部長は、以下に示す本社対策本部の役割分担及び責任者等をマニュアルに定め、体制を確立する。</u></p> <p><u>(ア) 原子力運営管理部長は速やかに社長に報告し、社長は本社における原子力防災態勢を発令する。</u></p> <p><u>(イ) 社長は、本社における原子力防災態勢を発令した場合、速やかに東京本社の原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置し、本社対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社のことをいう）での体制とし、緊急時対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。本社対策本部は、原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本社対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、緊急時対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。本社対策本部は、復旧統括、計画・情報統括、対外対応統括、総務統括及び支援統括を配置し、発電所の復旧方法検討・立案等を行う復旧班、本社対策本部内での情報共有等を行う情報班、事故状況の把握・進展評価等を行う計画班、放射性物質の放出量評価等を行う保安班、関係官庁への通報連絡等を行う官庁連絡班、報道機関対応等を行う広報班、発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班、通信連絡設備の復旧・確保の支援等を行う通信班、発電所の職場環境の整備等を行う総務班、現地医療体制整備支援等を行う厚生班、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達・搬送等を行う資材班、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営等を行う後方支援拠点班、官庁への支援要請等を行う支援受入調整班及び他の原子力事業者からの支援受入調整等を行う電力支援受入班で構成する。</u></p> <p><u>(ウ) 本社支援統括は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。</u></p> <p><u>(エ) 本社対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</u></p> <p><u>ウ. 原子力運営管理部長は、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本社対策本部が中心となり、プラントメーカー、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切か</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>つ効果的な対応を検討できる体制を整備する。重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替部品をあらかじめ確保する。また、重大事故等時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。</u></p> <p><u>(2) 教育訓練の実施</u></p> <p><u>ア. 力量の付与のための教育訓練</u></p> <p><u>防災安全GMは、重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）までに又は運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>(ア) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について、「ウ. 成立性の確認訓練」の要素を考慮した教育訓練項目を定め、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じた教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 重大事故等対処設備を設置又は改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）までに、成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）及び成立性確認訓練の要素等を考慮した確認方法により、力量の付与方法の妥当性を確認する。</u></p> <p><u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練</u></p> <p><u>防災安全GMは、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。</u></p> <p><u>また、重大事故等に対処する要員に対して、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>(ア) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。</u></p> <p><u>a. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年1回以上実施する。なお、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育訓練項目については、教育訓練を年2回以上実施する。</u></p> <p><u>b. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じ実施するa. 項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。</u></p> <p><u>(イ) 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた以下の教育訓練等を実施する。</u></p> <p><u>a. 重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握、確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年1回以上実施する。</u></p> <p><u>b. 重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。また、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年1回以上実施する。</u></p> <p><u>c. 重大事故等発生時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、原子炉施設及び予備品等について熟知する。</u></p> <p><u>運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。</u></p> <p><u>d. (ア) a. 項の教育訓練において、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</u></p> <p><u>e. 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</u></p> <p><u>ウ. 成立性の確認訓練</u></p> <p><u>防災安全GMは、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</u></p> <p><u>また、運転員及び緊急時対策要員に対し、以下の成立性の確認訓練をマニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>(ア) 成立性の確認訓練を以下の a 項, b 項に定める頻度、内容で計画的に実施する。</u></p> <p><u>a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認</u></p> <p><u>(a) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認 (シミュレータによる成立性確認)</u></p> <p><u>中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性及び操作の類似性の観点から整理した I から VIII の重要事故シーケンスについて、運転員を対象に年 1 回以上実施する。</u></p> <p><u>I 高圧・低圧注水機能喪失</u></p> <p><u>II 高圧注水・減圧機能喪失</u></p> <p><u>III 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗</u></p> <p><u>IV 原子炉停止機能喪失</u></p> <p><u>V 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</u></p> <p><u>VI 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u> <u>代替循環冷却系を使用する場合</u></p> <p><u>VII 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u> <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u></p> <p><u>VIII 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</u></p> <p><u>(b) 成立性の確認の評価方法</u></p> <p><u>重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとしてマニュアルに定め、当直副長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。</u></p> <p><u>I 重要事故シーケンスに応じた対応において、当直副長からの指示に対して、運転員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること</u></p> <p><u>II 解析上の操作条件が満足されるように対応できること</u></p> <p><u>III 手順書に従い確実な対応ができること</u></p> <p><u>b. 現場主体の操作に係る成立性確認</u></p> <p><u>(a) 技術的能力の成立性確認</u></p> <p><u>表 20 の対応手段のうち、現場主体で実施する有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員及び緊急時対策要員 (復旧班員) を対象に年 1 回以上実施する。</u></p> <p><u>(b) 机上訓練による有効性評価の成立性確認</u></p> <p><u>現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理した I から V の重要事故シーケンスについて、緊急時対策要員 (復旧班員) を対象に年 1 回以上実施する。</u></p> <p><u>I 全交流動力電源喪失 (主蒸気逃がし安全弁再閉失敗)</u></p> <p><u>II 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u> <u>代替循環冷却系を使用する場合</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>Ⅲ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>  <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u></p> <p><u>Ⅳ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）</u></p> <p><u>Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）</u></p> <p><u>（c）現場訓練による有効性評価の成立性確認</u>  <u>現場主体、重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したⅡ又はⅢの重要事故シーケンスに、Ⅰ、Ⅳ及びⅤの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え、運転員及び緊急時対策要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年1回以上実施する。</u></p> <p><u>Ⅰ 全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗）</u></p> <p><u>Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>  <u>代替循環冷却系を使用する場合</u></p> <p><u>Ⅲ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>  <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u></p> <p><u>Ⅳ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）</u></p> <p><u>Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）</u>  <u>※成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないように配慮する。</u></p> <p><u>（d）成立性の確認の評価方法</u></p> <p><u>Ⅰ 技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。</u></p> <p><u>Ⅱ 机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項をマニュアルに定め、満足することを評価する。</u></p> <p><u>Ⅲ 現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントをマニュアルに定め、満足することを評価する。</u></p> <p><u>Ⅳ （a）及び（c）の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。</u>  <u>なお、（c）の成立性確認は（Ⅳ）項、（Ⅴ）項は適用しない。</u></p> <p><u>（Ⅰ）実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。</u></p> <p><u>（Ⅱ）弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。</u></p> <p><u>（Ⅲ）訓練用のモックアップがある場合は、（Ⅱ）項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、移動時間を考慮する。</u></p> <p><u>（Ⅳ）他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。</u></p> <p><u>（Ⅴ）同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。</u></p> <p><u>（イ）成立性の確認結果を踏まえた措置</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合</u>  <u>成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下（イ）において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。</u>  <u>（a）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。</u>  <u>（b）力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>b. 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合</u>  <u>成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。</u>  <u>（a）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。</u>  <u>（b）成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>（c）（b）項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>（d）力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。</u>  <u>（e）（d）項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>（3）資機材の配備</u>  <u>ア. 各GMは、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。</u>  <u>イ. 原子力運営管理部長は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>1. 2 アクセスルートの確保、復旧作業及び支援に係る事項</u>  <u>（1）アクセスルートの確保</u>  <u>ア. 発電GM及び防災安全GMは、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することをマニュアルに定める。</u>  <u>（ア）屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、想定される自然現象、原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</u>  <u>（イ）屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては、地震による影響に包絡される。</u></p> <p><u>（ウ）屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスを選定する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</u></p> <p><u>（エ）可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。</u></p> <p><u>（オ）障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる緊急時対策要員を確保する。</u></p> <p><u>（カ）被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時及び停電時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</u></p> <p><u>イ. 屋外アクセスルートの確保</u></p> <p><u>防災安全GMは、屋外のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>（ア）屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</u></p> <p><u>（イ）屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用する。</u></p> <p><u>（ウ）地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>（エ）津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>（オ）原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>（カ）周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</u></p> <p><u>（キ）地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</u></p> <p><u>(ク) 不等沈下等による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等の実施、迂回又は砕石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</u></p> <p><u>(ケ) アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。</u></p> <p><u>ウ. 屋内アクセスルートの確保</u></p> <p><u>発電GMは、屋内のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>(ア) 屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</u></p> <p><u>(イ) 地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</u></p> <p><u>(ウ) 重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止措置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</u></p> <p><u>(エ) 機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用し、屋内アクセスルートを通行する。</u></p> <p><u>(2) 復旧作業に係る事項</u></p> <p><u>ア. 予備品等の確保</u></p> <p><u>保全総括GMは、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施するために必要な予備品等を以下の方針に基づき確保することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>(ア) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</u></p> <p><u>(イ) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</u></p> <p><u>(ウ) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</u></p> <p><u>なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</u></p> <p><u>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</u></p> <p><u>イ. 保管場所</u></p> <p><u>保全総括GMは、予備品等について、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し、保管することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>ウ. アクセスルートの確保</u></p> <p><u>(1) 「アクセスルートの確保」と同じ。</u></p> <p><u>(3) 支援に係る事項</u></p> <p><u>防災安全GM及び原子力運営管理部長は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することをマニュアルに定める。</u></p> <p><u>ア. 防災安全GM及び原子力運営管理部長は、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持で</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>きるよう、重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段を確保する。</u></p> <p><u>また、プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等、協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議・合意の上、外部からの支援計画を策定する。重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社等からは燃料の供給支援及び迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。</u></p> <p><u>イ. 原子力運営管理部長は、他の原子力事業者より、支援に係る人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する人員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を策定する。</u></p> <p><u>さらに、発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を確立する。</u></p> <p><u>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。</u></p> <p><u>1. 3 手順書の整備</u></p> <p><u>(1) 各GMは、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようマニュアルを整備する。</u></p> <p><u>また、使用主体に応じて、運転員が使用するマニュアル（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用するマニュアル（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。</u></p> <p><u>さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直以外）が使用する手順書に分類して整備する。</u></p> <p><u>ア. 発電GM及び直営作業GMは、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で7号炉の原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。</u></p> <p><u>イ. 発電GM及び直営作業GMは、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。</u></p> <p><u>具体的には、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</u></p> <p><u>ウ. 発電GM及び直営作業GMは、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定める。</u></p> <p><u>(ア) 原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるようにする判断基準</u></p> <p><u>(イ) 炉心の著しい損傷又は格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準</u></p> <p><u>(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるようにする判断基準</u></p> <p><u>(エ) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準</u></p> <p><u>(オ) 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</u></p> <p><u>(カ) 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準</u></p> <p><u>エ. 発電GM及び防災安全GMは、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準をマニュアルに定める。</u></p> <p><u>(ア) 重大事故等発生時の運転操作において、当直副長が躊躇せず指示できる判断基準を運転操作手順書に定める。</u></p> <p><u>(イ) 重大事故等発生時の緊急時対策本部の活動において、緊急時対策本部長が方針にしたがった判断を実施するための判断基準を緊急時対策本部用手順書に定める。</u></p> <p><u>オ. 発電GM及び防災安全GMは、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。</u></p> <p><u>(ア) 運転操作手順は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。</u></p> <p><u>a. 警報発生時操作手順書</u> <u>中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作に使用</u></p> <p><u>b. 事故時運転操作手順書（事象ベース）</u> <u>単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用</u></p> <p><u>c. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）</u> <u>事故の起回事象を問わず、事故時運転操作手順書（事象ベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に使用</u></p> <p><u>d. 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）</u> <u>事故時運転操作手順書（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至るおそれがある場合、又は炉心損傷に至った場合に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用</u></p> <p><u>(イ) 緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</u></p> <p><u>(ウ) 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確に定める。</u></p> <p><u>a. 異常又は事故の発生時、警報発生時操作手順書により初期対応を行う。</u></p> <p><u>b. 事象が進展した場合には、警報発生時操作手順書の記載に従い、事故時運転操作手順書（事象ベース）に移行する。</u></p> <p><u>c. 警報発生時操作手順書及び事故時運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（炉心の冷却機能、格納容器の健全性等）を常に監視し、事故時運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。</u></p> <p><u>d. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、事故時運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>事故時運転操作手順書（事象ベース）を参照する。</u></p> <p><u>e. 異常又は事故が収束した場合は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</u></p> <p><u>f. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至るおそれがある場合、又は炉心損傷に至った場合は、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）に移行する。</u></p> <p><u>カ. 発電GM及び防災安全GMは、重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。</u></p> <p><u>具体的な手順については、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」参照</u></p> <p><u>(ア) 監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(イ) 記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に定めること。</u></p> <p><u>(ウ) 原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(オ) 有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び事象進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に定めること。</u></p> <p><u>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>キ. 各GMは、前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</u></p> <p><u>(ア) 発電GM及び防災安全GMは、大津波警報が発令された場合、原子炉の停止及び冷却操作を行う手順、また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。</u></p> <p><u>(イ) 各GMは、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。</u></p> <p><u>(ウ) 各GMは、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</u></p> <p><u>ク. 技術計画GMは、予期せぬ有毒ガスの発生時に、運転・対処要員に対して配備した防護具を着用すること並びに使用する防護具用ポンペを供給することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を定める。</u></p> <p><u>ケ. 技術計画GMは、有毒ガスの発生による異常を検知した場合に、当直長等に連絡し、当直長等は連絡責任者を經由して通信連絡設備により、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を定める。</u></p> <p><u>(2) 各GMは、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切替えられるよう当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等をマニュアルに定める。</u></p> <p>1. 4 定期的な評価</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(1) 各GMは、1. 1項から1. 3項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。</u></p> <p><u>(2) 防災安全GMは、(1)の活動の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>(3) 原子力運営管理部長は、1. 1項及び1. 2項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;"><u>重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等</u></p> <p>表 1 <u>緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</u></p> <p>表 2 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等</u></p> <p>表 3 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</u></p> <p>表 4 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</u></p> <p>表 5 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</u></p> <p>表 6 <u>格納容器内の冷却等のための手順等</u></p> <p>表 7 <u>格納容器の過圧破損を防止するための手順等</u></p> <p>表 8 <u>格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</u></p> <p>表 9 <u>水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等</u></p> <p>表 10 <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</u></p> <p>表 11 <u>使用済燃料プールの冷却等のための手順等</u></p> <p>表 12 <u>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</u></p> <p>表 13 <u>重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</u></p> <p>表 14 <u>電源の確保に関する手順等</u></p> <p>表 15 <u>事故時の計装に関する手順等</u></p> <p>表 16 <u>中央制御室の居住性に関する手順等</u></p> <p>表 17 <u>監視測定等に関する手順等</u></p> <p>表 18 <u>緊急時対策所の居住性等に関する手順等</u></p> <p>表 19 <u>通信連絡に関する手順等</u></p> <p>表 20 <u>重大事故等対策における操作の成立性</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>表1</p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持することを目的とする。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>当直副長は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「スクラム不能異常過渡事象」という。）が発生するおそれがある場合又はスクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替制御棒挿入機能により、制御棒が自動で緊急挿入するため、原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能等を作動させて制御棒を緊急挿入し、原子炉を緊急停止する。</p> <p><b>(1) 手順着手の判断基準</b></p> <p>原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p> <p>2. 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p><b>(1) 手順着手の判断基準</b></p> <p>事故時運転操作手順書（微候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する）</p> <p>3. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</p> <p>当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> <p><b>(1) 手順着手の判断基準</b></p> <p>事故時運転操作手順書（微候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>4. ほう酸水注入</u></p> <p><u>当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界とする。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>事故時運転操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する）</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>運転時の異常な過渡変化の発生時において、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入するため、原子炉が緊急停止したことを確認する。</u></p> <p><u>代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能等を作動させて制御棒を緊急挿入し、原子炉を緊急停止する。</u></p> <p><u>代替制御棒挿入機能により制御棒が緊急挿入せず、原子炉が緊急停止できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制するとともにほう酸水注入系を速やかに起動し、原子炉を未臨界とする。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 2</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 高圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>(1) 中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(2) 中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>1. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による原子炉の冷却の他、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却するとともに、排水処理を実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><u>2. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</u></p> <p><u>当直副長は、全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</u></p> <p><u>(1) 代替交流電源設備等により充電器を受電し、直流電源を供給する。</u></p> <p><u>(2) 代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</u></p> <p><u>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備等より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等への燃料補給及び復水貯蔵槽への補給をすることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</u></p> <p><u>○現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項</u></p> <p><u>現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。</u></p> <p><u>○現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件</u></p> <p><u>蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。操作の際には防護具を確実に装着する。</u></p> <p><b>監視及び制御</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>当直副長は、「高圧代替注水系による原子炉の冷却」及び「原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却」により原子炉を冷却する際には、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉水位計（SA）等により監視する。</u></p> <p><u>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧代替注水系の作動状況を原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉水位計（SA）、原子炉圧力計、原子炉圧力計（SA）、高圧代替注水系系統流量計、復水貯蔵槽水位計（SA）等により監視する。</u></p> <p><u>現場で弁の手動操作により高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉水位計（SA）等により監視する。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉圧力容器内の水位を制御する。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</u></p> <p><b>重大事故等の進展抑制</b></p> <p><u>1. ほう酸水注入系による進展抑制</u></p> <p><u>当直副長は、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉への高圧注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</u></p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作を速やかに開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表3</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 手動操作による減圧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開操作し、原子炉を減圧する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>a. 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p>復水器は使用できないが、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>b. 急速減圧の場合</p> <p>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>c. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>(a) 低圧注水手段がある場合</p> <p>高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系※2以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>(b) 低圧注水手段がない場合</p> <p>原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>※1：「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても原子炉の減圧を行う。</p> <p>※2：「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>2. 減圧の自動化</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系、低圧代替注水系等による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、主蒸気逃がし安全弁の手動操作等により原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>なお、残留熱除去系が運転している場合は、原子炉水位異常低（レベル1）が10分継続した段階で代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより原子炉を減圧する。</u></p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p><u>1. 常設直流電源系統喪失時の減圧</u></p> <p><u>当直副長は、常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>(1) 常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備のAM用蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <p><u>(a) 炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合。</u></p> <p><u>(b) 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u></p> <p><u>(c) 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。</u></p> <p><u>(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <p><u>(a) 炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合。</u></p> <p><u>(b) 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u></p> <p><u>※1：「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</u></p> <p><u>なお、格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても原子炉の減圧を行う。</u></p> <p><u>※2：「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</u></p> <p><b>2. 高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保</b></p> <p><u>当直副長は、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>高圧窒素ガス供給系からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替える。</u></p> <p><b>(1) 手順着手の判断基準</b></p> <p><b>a. 不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え</b></p> <p><u>高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p><b>b. 高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え</b></p> <p><u>高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p><b>3. 代替電源設備を用いた主蒸気逃がし安全弁の復旧</b></p> <p><u>当直副長は、全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動せず原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><b>(1) 可搬型直流電源設備等により直流電源を確保する。</b></p> <p><b>a. 手順着手の判断基準</b></p> <p><u>常設直流電源喪失により、直流125V主母線（A）系及び（B）系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p><b>(2) 代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保する。</b></p> <p><b>a. 手順着手の判断基準</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線（A）系及び（B）系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p><b>(配慮すべき事項)</b></p> <p><b>○重大事故等時の対応手段の選択</b></p> <p><u>常設直流電源系統の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベにより主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><b>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</b></p> <p>当直副長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に溶融物が放出され、格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>「対応手段等 <b>フロントライン系故障時</b> 1. 手動操作による減圧 (1) 手順着手の判断基準」c. と同じ。</p> <p><b>インターフェイスシステムLOCA発生時</b></p> <p>当直副長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、原子炉を手動停止するとともに、格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>中央制御室から速やかに漏えい箇所を隔離できない場合は、格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、主蒸気逃がし安全弁等により原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系の吐出圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○インターフェイスシステムLOCA時の溢水の影響</p> <p>隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないように選定する。</p> <p>○インターフェイスシステムLOCAの検知</p> <p>インターフェイスシステムLOCAの発生は、格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により行う。</p> <p>○作業性</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮して、現場環境が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。</p> <p><b>代替自動減圧機能による原子炉の自動減圧時の留意事項</b></p> <p>表1「1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p> <p><b>主蒸気逃がし安全弁の背圧対策</b></p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を確保する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 4</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>原子炉運転中の場合</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>(2) 低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合※<sup>1</sup>。</p> <p>また、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合※<sup>2</sup>。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</p> <p><b>(配慮すべき事項)</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）等により原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p> <p><b>原子炉運転中の場合</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	備考
	<p><b>サポート系故障時</b></p> <p>1. 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、サプレッションプールを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水モード）を運転継続する。</p> <p>原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に原子炉を除熱する。</p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サプレッションプール）が確保されている状態。</p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。原子炉補機冷却水系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> <p><b>原子炉停止中の場合</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p><u>（1）復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。</u></p> <p><u>（2）低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。</u></p> <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>「対応手段等 <b>原子炉運転中の場合</b> <b>フロントライン系故障時</b> 1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却 a. 手順着手の判断基準」と同じ。</p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>等により原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>なお、低圧代替注水等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</u></p> <p><b>原子炉停止中の場合</b> <b>サポート系故障時</b></p> <p>1. <u>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</u></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、原子炉の除熱を実施する。</u></p> <p><u>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転継続する。</u></p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。</u></p> <p><u>※1：設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。原子炉補機冷却水系の運転ができない場合は、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系等による原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</u></p> <p><b>原子炉運転中の場合</b> <b>熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</b></p> <p>1. <u>低圧代替注水系による残存熔融炉心の冷却</u></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し格納容器下部へ落下するもの、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存熔融炉心を冷却する。</u></p> <p><u>（1）復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。</u></p> <p><u>（2）低圧代替注水系（常設）により残存熔融炉心の冷却ができない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。</u></p> <p><u>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>※3</sup>。</u></p> <p><u>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇等により確認する。</u></p> <p><u>※2:格納容器内へのスプレイ及び格納容器下部への注水に必要な流量（140m<sup>3</sup>/h、35～70m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m<sup>3</sup>/h）が確保できる場合。</u></p> <p><u>※3:格納容器内へのスプレイ及び格納容器下部への注水に必要な流量（140m<sup>3</sup>/h、35～70m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m<sup>3</sup>/h）が確保できる場合。</u></p> <p><u>なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）等により残存溶融炉心を冷却する。</u></p> <p><u>なお、低圧代替注水系等により原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</u></p> <p><u>○残存溶融炉心の冷却における留意事項</u></p> <p><u>低圧代替注水系等により十分な注水流量が確保できない場合は、溶融炉心の冷却を優先し、効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>低圧注水モードについては、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</u></p> <p><u>原子炉停止時冷却モードについては、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 5</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</p> <p>（1）格納容器圧力逃がし装置により輸送する。</p> <p>（2）格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷<sup>※1</sup>前において、格納容器内の冷却を実施しても、格納容器内の圧力を規定圧力（279 kPa[gage]）以下に維持できない場合。</p> <p>また、炉心損傷<sup>※1</sup>前において、格納容器内の冷却を実施しても、格納容器内の圧力を規定圧力（279 kPa[gage]）以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失<sup>※2</sup>した場合。</p> <p>※1：「炉心損傷」は、格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p> <p><b>（配慮すべき事項）</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系により格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンパを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッション・チェンパ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウエルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>1. 代替原子炉補機冷却系による除熱</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u> 原子炉補機冷却水系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系を使用できない場合。</p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b> 当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u> 残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び格納容器内の除熱が必要な場合。</p> <p><b>作業性</b> 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。 代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続においては、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p><b>電源確保</b> 全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により対応する。 ・代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。 ・常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 6</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>6. 格納容器内の冷却等のための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>炉心損傷前</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器内の冷却</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※<sup>1</sup>で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※<sup>2</sup>。</p> <p>また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※<sup>3</sup>で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※<sup>2</sup>。</p> <p>※<sup>1</sup>:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>※<sup>2</sup>:「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレシヨンプール水位指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p>※<sup>3</sup>:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内を冷却する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等により格納容器内を冷却する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><u>施する。</u></p> <p><u>(1) 原子炉圧力容器破損前</u></p> <p><u>a. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</u></p> <p><u>b. ドライウエル内にスプレイ</u></p> <p><u>(2) 原子炉圧力容器破損後</u></p> <p><u>a. ドライウエル内にスプレイ</u></p> <p><u>b. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</u></p> <hr/> <p><b>炉心損傷前</b> <b>サポート系故障時</b></p> <p>1. 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール冷却モード）の復旧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し、サプレッションプールを水源として格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）を復旧し、サプレッションプールを除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系等により格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p>格納容器内へのスプレイについては、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>。</p> <p>サプレッションプールの除熱については、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サプレッションプール）が確保されている状態。                  ※2：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）、格納容器内圧力（サプレッション・チェンバ）、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッションプール水位指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <hr/> <p><b>炉心損傷後</b> <b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器内の冷却</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p><u>(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。</u></p> <p><u>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。</u></p> <p>なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>また、原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。</u></p> <p><u>また、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※4</sup>で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。</u></p> <p><u>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p><u>※3：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウエル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</u></p> <p><u>※4：設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内を冷却する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等により格納容器内を冷却する。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。</u></p> <p><u>（1）原子炉圧力容器破損前</u></p> <p><u>a. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</u></p> <p><u>b. ドライウエル内にスプレイ</u></p> <p><u>（2）原子炉圧力容器破損後</u></p> <p><u>a. ドライウエル内にスプレイ</u></p> <p><u>b. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</u></p> <p><b>炉心損傷後</b></p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p><u>1. 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレシヨンプール冷却モード）の復旧</u></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し、サブプレシヨンプールを水源として格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレシヨンプール冷却モード）が全交流動力電源喪失等</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>により使用できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）を復旧し、サプレッションプールを除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系等により格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p> <p><u>（１）手順着手の判断基準</u></p> <p>格納容器へのスプレイについては、炉心損傷を判断した場合※<sup>1</sup>において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態※<sup>2</sup>に復旧された場合で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※<sup>3</sup>。</p> <p>サプレッションプールの除熱については、炉心損傷を判断した場合※<sup>1</sup>において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（サプレッションプール冷却モード）が使用可能な状態※<sup>2</sup>に復旧された場合。</p> <p>※<sup>1</sup>:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※<sup>2</sup>:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サプレッションプール）が確保されている状態。</p> <p>※<sup>3</sup>:「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）又は格納容器内圧力（サプレッション・チェンバ）指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード又はサプレッションプール冷却モード）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p>格納容器スプレイ冷却モードについては、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※<sup>1</sup>。</p> <p>サプレッションプール冷却モードについては、下記のいずれかの状態に該当した場合。</p> <p><u>（１）主蒸気逃がし安全弁閉固着</u></p> <p><u>（２）サプレッションプール水の温度が規定温度以上</u></p> <p><u>（３）サプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上</u></p> <p>※<sup>1</sup>:「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）、格納容器内圧力（サプレッション・チェンバ）、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッションプール水位指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p><b>作業性</b></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p><b>電源確保</b></p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて代替格納容器スプレイ冷却系等による格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 7</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p>1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>当直副長は、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって格納容器内の圧力を620 kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合<sup>*2</sup>。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内ヘスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>2. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>*2</sup>格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</p> <p>a. 復水補給水系が使用可能<sup>*3</sup>であること。</p> <p>b. 代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。</p> <p>c. 格納容器内の酸素濃度が4vol%以下<sup>*4</sup>であること。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。</p> <p>※3:設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッションプール）が確保されている場合。</p> <p>※4:ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（CAMS）にて4vol%以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウエル側とサプレッション・チ</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;"><u>エンバ側のガスの混合を促進させる。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u>  <u>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。</u>  <u>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により格納容器下部への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。</u>  <u>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の減圧及び除熱を行う。</u>  <u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源及び空気源がない場合は、現場で手動操作を行う。</u>  <u>なお、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。</u>  <u>サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</u></p> <p><b>格納容器ベント時の留意事項</b></p> <p>○<u>格納容器圧力逃がし装置の系統内の不活性ガスによる置換</u>  <u>格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。</u></p> <p>○<u>格納容器の負圧破損の防止</u>  <u>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>○<u>放射線防護</u>  <u>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u>  <u>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。</u>  <u>作業員の放射線防護を考慮して、フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。</u>  <u>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。</u></p> <p>○<u>電源確保</u>  <u>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</u></p> <p><b>代替循環冷却時の留意事項</b></p> <p>○<u>放射線防護</u>  <u>現場での系統構成は、運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。</u>  <u>なお、代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>○電源確保 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p> <p><b>作業性</b> 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 8</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系により格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリに接触することを防止することを目的とする。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</b></p> <p>1. 格納容器下部注水系による格納容器下部への注水</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により格納容器下部へ注水する。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>(a) 格納容器下部への初期水張りの判断基準</p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇等により確認する。</p> <p>(2) 格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。</p> <p>なお、格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>(a) 格納容器下部への初期水張りの判断基準</p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※4</sup>。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※2</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※3</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系による格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※4</sup>。</p> <p>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇等により確認する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;"><u>※4:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器下部注水系（可搬型）等に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><b>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</b></p> <p><b>1. 原子炉圧力容器への注水</b></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</u></p> <p><u>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、高圧代替注水系により注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※<sup>1</sup>において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧代替注水系が使用可能な場合※<sup>2</sup>。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※<sup>1</sup>において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合※<sup>2</sup>。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(3) 低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。</u></p> <p><u>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※<sup>1</sup>において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合※<sup>2</sup>。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	備考
	<p><u>※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(4) 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※1において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合※2。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、格納容器下部への注水を開始する。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 9</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、格納容器内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出、及び格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行うことを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>1. 格納容器内の不活性化</b></p> <p>当直副長は、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。</p> <p><b>2. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</b></p> <p>当直副長は、格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気に排出し、水素爆発による格納容器の破損を防止する。</p> <p><b>(1) 格納容器圧力逃がし装置により排出する。</b></p> <p><b>a. 手順着手の判断基準</b></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内ヘスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p><b>(2) 格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により排出する。</b></p> <p><b>a. 手順着手の判断基準</b></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合<sup>※2</sup>で格納容器圧力逃がし装置が使用できず<sup>※3</sup>、耐圧強化ベント系が使用可能な場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内ヘスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>※3：「格納容器圧力逃がし装置が使用できない」とは、設備に故障が発生した場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>3. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</b></p> <p><u>当直副長は、格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計、格納容器内酸素濃度計を用いて測定し、監視する。</u></p> <p><u>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度計（SA）を用いて測定し、監視する。</u></p> <p><b>（1）手順着手の判断基準</b></p> <p><u>格納容器内水素濃度計（SA）については、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計については、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</u></p> <p><u>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2：設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合。</u></p> <p><b>（配慮すべき事項）</b></p> <p><b>○重大事故等時の対応手段の選択</b></p> <p><u>格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いて格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。</u></p> <p><u>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウエルを経由する経路を第二優先とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路のみを使用する。</u></p> <p><b>○格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項</b></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、フィルタ装置水素濃度計にて水素濃度を監視する。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。耐圧強化ベント系を使用する場合は、耐圧強化ベント系放射線モニタの放射線量率及び事前に耐圧強化ベント系配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u></p> <p><u>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。</u></p> <p><u>作業員の放射線防護を考慮して、フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。</u></p> <p><u>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する場合は、格納容器内の圧力が規定値以下であることを確認する。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>電源確保</b></p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 10</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制及び原子炉建屋内の水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p>1. 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>当直副長は、格納容器内で発生し格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋水素濃度計を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度計を用いて監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>2. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</p> <p>当直副長は、格納容器内で発生した水素ガスが格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、原子炉建屋の水素濃度が上昇した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○非常用ガス処理系の停止</p> <p>非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1.1</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1.1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止することを目的とする。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時</b></p> <p>1. 燃料プール代替注水</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合は可搬型スプレイヘッドを使用した注水とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。</li> <li>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。</li> </ul> <p>2. 漏えい抑制</p> <p>当直副長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p>さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>燃料プール水位低警報が発生した場合。</p> <p><b>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</b></p> <p>1. 燃料プールのスプレイ</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(1) 手順着手の判断基準</u>  <u>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。</u>  <u>常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合は可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイとする。</u>  <u>・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。</u>  <u>・使用済燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計にて確認した場合。</u></p> <p><u>2. 大気への放射性物質の拡散抑制</u>  <u>緊急時対策本部は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。</u>  <u>本対応手段は、表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u>  <u>表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。</u></p> <p><b><u>重大事故等時の使用済燃料プールの監視</u></b></p> <p><u>1. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</u>  <u>当直副長は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。</u>  <u>なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</u>  <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u>  <u>以下のいずれかの状況に至った場合。</u>  <u>・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。</u>  <u>・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。</u></p> <p><u>2. 代替電源による給電</u>  <u>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</u>  <u>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ給電する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u>  <u>表14「14. 電源の確保に関する手順等」参照。</u></p> <p><b><u>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止</u></b></p> <p><u>1. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</u>  <u>当直副長は、燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却水系又は</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系及びD系の受電が完了し、燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態<sup>※1</sup>である場合。</u></p> <p><u>※1：設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）及び原子炉補機冷却水系又は代替原子炉補機冷却系による補機冷却水が確保されている状態。</u></p> <p><b>重大事故等時の対応手段の選択</b></p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）により使用済燃料プールへ注水又はスプレーが可能となるよう準備し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を優先して使用する。</u></p> <p><u>また、可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレーする場合は、常設スプレーヘッドを優先して使用し、常設スプレーヘッドが使用できない場合は、可搬型スプレーヘッドを使用する。</u></p> <p><u>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却水系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 2</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 2. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷</b></p> <p>1. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>緊急時対策本部は、炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水準備を開始する。その後、格納容器の破損のおそれがある場合、格納容器からの異常な漏えいにより格納容器圧力逃がし装置で格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋トップベントを開放する場合、使用済燃料プールへのスプレーが出来ない場合、又は、プラントの異常によりモニタリングポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合。</li> <li>・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合。</li> <li>・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合。</li> </ul> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>2. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>(1) 防潮堤内側の合計6箇所に放射性物質吸着材を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が流れ込む7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵を優先する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(2) 小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて取水口3箇所、放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置にあたっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所を優先する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。</u></p> <p><b>航空機燃料火災への泡消火</b></p> <p><u>緊急時対策本部は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、泡消火を実施する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>航空機燃料火災が発生した場合。</u></p> <p><b>操作性</b></p> <p><u>放水砲は風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</u></p> <p><u>ホース等の取り付けは、速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 3</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 3. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブレッションプール及び復水貯蔵槽とは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水貯蔵タンク等を確保することを目的とする。さらに、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を確保するとともに、海を水源として確保することを目的とする。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、復水貯蔵槽、サブレッションプール、防火水槽、淡水貯水池、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに復水貯蔵槽、防火水槽等へ水を補給することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>水源を利用した対応手順</b></p> <p>1. 復水貯蔵槽を水源とした対応手段</p> <p>当直副長は、サブレッションプールを水源として利用できない場合は、復水貯蔵槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>表 2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>表 2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表 8「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>表 4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表 8「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(4) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内へスプレイする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>表 6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(5) 格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>表 8「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>2. サプレッションプールを水源とした対応手段</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サブレーションプールを水源として、以下の手段により対応する。</u></p> <p><u>(1) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(2) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブレーションプール水冷却モード）により格納容器内を除熱する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(3) 格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉圧力容器及び格納容器内を除熱する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表7「7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>3. 防火水槽を水源とした対応手段</u></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、復水貯蔵槽及びサブレーションプールを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として、以下の手段により対応する。</u></p> <p><u>(1) 低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(3) 格納容器下部注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(4) 燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>なお、防火水槽に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水の補給が必要な場合は、防火水槽を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</u></p> <p><u>4. 淡水貯水池を水源とした対応手段</u></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、復水貯蔵槽、サブレーションプール及び防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、以下の手段により対応する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(1) 低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(3) 格納容器下部注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(4) 燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用した時にフィルタ装置へ水を補給する際に防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により補給する。</u></p> <p><u>5. 海を水源とした対応手段</u>  <u>当直副長は、復水貯蔵槽、サプレッションプール、防火水槽及び淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</u></p> <p><u>(1) 大容量送水車（海水取水用）及び低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(2) 大容量送水車（海水取水用）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(3) 大容量送水車（海水取水用）及び格納容器下部注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表8「8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(4) 大容量送水車（海水取水用）及び燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>原子炉補機冷却水系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系を使用し、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	備考
	<p><u>本対応手段は、表5「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の代替原子炉補機冷却系による除熱と同様である。</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水する。</u></p> <p><u>本対応手段は、表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の 대기への放射性物質の拡散抑制と同様である。</u></p> <p><u>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により泡消火を実施する。</u></p> <p><u>本対応手段は、表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</u></p> <p><u>6. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段</u></p> <p><u>当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合、又は重大事故等の進展抑制や熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表1「緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等」、表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」又は表8「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</u></p> <p><b>水源へ水を補給するための対応手段</b></p> <p><u>1. 復水貯蔵槽への補給</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、水源として復水貯蔵槽を利用する場合は、防火水槽及び淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ補給する。</u></p> <p><u>また、海水を利用する場合は、防火水槽に補給した海水、大容量送水車（海水取水用）から送水された海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ補給する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、以下のいずれかから補給が可能な場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・ 防火水槽に淡水又は海水が補給されている場合は防火水槽から補給する。</u></li> <li><u>・ 淡水貯水池が使用可能で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合は淡水貯水池から補給する。</u></li> <li><u>・ 防火水槽及び淡水貯水池が使用できない場合は海から補給する。</u></li> </ul> <p><u>2. 防火水槽への補給</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、水源として防火水槽を利用する場合は、淡水貯水池の淡水を防火水槽へ補給する。</u></p> <p><u>また、枯渇等により淡水の補給が継続できない場合は、海水を大容量送水車（海水取水用）により防火水槽へ補給する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池の水が枯渇するおそれがあり、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により海水を防火水槽へ補給できない場合は防火水槽から補給する。</u></p> <p><b>送水ルートを選択</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>水源から接続口までの距離により可搬型代替注水ポンプの必要台数及び設置場所、ホースの必要本数を選定し、水源と接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。</u></p> <p><b>切替え性</b>  <u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級及びA-2級）の水源は、防火水槽（淡水）を優先する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、防火水槽を経由することにより、供給を継続しながら淡水から海水へ切替える。</u></p> <p><b>成立性</b>  <u>海水取水時には、ホース先端にストレーナを取り付け、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。</u></p> <p><b>作業性</b>  <u>復水貯蔵槽への補給、可搬型代替注水ポンプによる送水で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1 4</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 4. 電源の確保に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>交流電源喪失時</b></p> <p>1. 代替交流電源設備による給電</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <p>(1) 常設代替交流電源設備を用いて給電する。</p> <p>(2) 常設代替交流電源設備等を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系へ給電できない場合。</p> <p>2. 電力融通による給電</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源が喪失し、さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において、他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は、以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。</p> <p>(1) 号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。</p> <p>(2) 号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができない状況において、他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。</p> <p><b>直流電源喪失時</b></p> <p>1. 代替直流電源設備による給電</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <p>(1) 代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失により、直流125V充電器A、直流125V充電器B、直流125V充電器C及び直流125V充電器Dの交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p>直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切替えについては、全交流動力電源喪失後、8時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>最低値を下回る可能性がある場合。</u></p> <p><u>直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切替えについては、全交流動力電源喪失後、19時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。</u></p> <p><u>直流125V充電器盤A、B、A-2、AM用直流125V充電器盤の受電及び中央制御室監視計器C系及びD系の復旧については、全交流動力電源喪失時に、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電により、P/C C系及びP/C D系の受電が完了している場合。</u></p> <p><u>(2) 所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備等を用いて給電する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失後、24時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。</u></p> <p><b>非常用所内電気設備機能喪失時</b></p> <p><u>1. 代替所内電気設備による給電</u></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて回路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>非常用所内電気設備である非常用高圧母線D系が機能喪失した場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車からAM用MCCへ給電が可能な場合。</u></p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備C系及びD系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合又は非常用高圧母線の電圧がないことを確認した場合。</u></p> <p><u>また、非常用直流電源設備による給電については、全交流動力電源喪失により、直流125V充電器A、直流125V充電器B、直流125V充電器C及び直流125V充電器Dの交流入力電源の喪失が発生した場合。</u></p> <p><b>負荷容量</b></p> <p><u>有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を想定するシナリオにおいても、常設代替交流電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</u></p> <p><u>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</u></p> <p><b>悪影響防止</b></p> <p><u>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線及びAM用MCCの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、コントロールスイッチを「切」又は「切保持」とする。</u></p> <p><u>AM用MCCを受電する場合は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、動的機器である復水移送ポンプのコントロールスイッチを「切保持」とする。</u></p> <p><b>成立性</b></p> <p><u>所内蓄電池式直流電源設備から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。</u></p> <p><b>作業性</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p>蓄電池内臓型照明を作業エリアに配備し、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。</p> <p><b>燃料補給</b></p> <p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、7号炉の軽油タンク1基あたり510kL以上を管理する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 5</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 5. 事故時の計装に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。</p> <p><b>パラメータの選定及び分類</b></p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る表 1～1 5 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <p><b>1. 重要監視パラメータ</b></p> <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p><b>2. 有効監視パラメータ</b></p> <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <p><b>1. 重要代替監視パラメータ</b></p> <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p><b>2. 有効監視パラメータ（代替）</b></p> <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>監視機能喪失時</b></p> <p><b>計器故障時</b></p> <p><b>1. 他チャンネルによる計測</b></p> <p>当直副長は、主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p> <p><b>（1）手順着手の判断基準</b></p> <p>原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合※1。</p> <p>※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p>・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合</p> <p>・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合</p> <p>・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合</p> <p>・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合</p> <p>2. 代替パラメータによる推定</p> <p>当直副長は、主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位を定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <p>(1) 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。</p> <p>(2) 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定。</p> <p>(3) 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。</p> <p>(4) 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。</p> <p>(5) 必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定。</p> <p>(6) 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。</p> <p>(7) 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定。</p> <p>(8) 格納容器内の水位を格納容器内圧力（ドライウエル）と格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）の差圧により推定。</p> <p>(9) 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。</p> <p>(10) 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。</p> <p>(11) 水素濃度を装置の作動状況により推定。</p> <p>(12) エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定。</p> <p>(13) 格納容器への空気（酸素）の流入の有無を格納容器内圧力により推定。</p> <p>(14) 使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。</p> <p>(15) 原子炉圧力容器内の圧力と格納容器内の圧力（サブプレッション・チェンバ）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合。</p> <p><b>監視機能喪失時</b></p> <p><b>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</b></p> <p>1. 代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度及び水位、並びに原子炉圧力容器及び格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。</p> <p>(1) 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量（残</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>留熱除去系A系代替注水流量</u>、<u>復水補給水系流量</u>（<u>残留熱除去系B系代替注水流量</u>）、<u>残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</u></p> <p><u>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定する。</u></p> <p><u>（2）当直副長は、原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（残留熱除去系A系代替注水流量）が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</u></p> <p><u>また、代替循環冷却系使用時は、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。</u></p> <p><u>（3）当直副長は、格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である格納容器内の水位変化により注水量を推定する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</u></p> <p><u>2. 可搬型計測器による計測</u></p> <p><u>当直副長は、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測する。</u></p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</u></p> <p><b>計器電源喪失時</b></p> <p><u>当直副長は、全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1. 所内蓄電式直流電源設備から給電する。</u></li> <li><u>2. 代替交流電源設備等から給電する。</u></li> <li><u>3. 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。</u></li> </ol> <p><u>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</u></p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。</u></p> <p><b>パラメータ記録</b></p> <p><u>当直副長は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システムにより計測結果を記録する。</u></p> <p><u>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</u></p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等が発生した場合。</u></p> <p><b>原子炉施設の状態把握</b></p> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確にする。</u></p> <p><b>確からしさの考慮</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</u></p> <p><u>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</u></p> <p><b>可搬型計測器による計測又は監視の留意事項</b></p> <p><u>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 6</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 6. 中央制御室の居住性等に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を目的とする。</u></p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p><u>当直副長は、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100ミリシーベルトを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気空調系給排気隔離弁、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</u></p> <p><u>1. 中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転モードから再循環運転モードに切り替わり、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。再循環運転モードが停止した場合や再循環運転モード運転中に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合。</u></p> <p><u>2. 炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施し、中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室の陽圧化を実施する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※1。</u></p> <p><u>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>3. 全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室可搬型陽圧化空調機へ給電し、中央制御室の陽圧化を実施する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し、復旧の見込みがない場合。</u></p> <p><u>4. 中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室給・排気弁により調整及び管理を行う。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室の濃度測定については、中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合。</u></p> <p><u>中央制御室待避室の濃度測定については、中央制御室待避室へ待避した場合。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>5. 全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。</u></p> <p><b>汚染の持ち込み防止</b></p> <p><u>緊急時対策本部は、中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷<sup>※1</sup>を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。</u></p> <p><u>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><b>運転員等の被ばく低減</b></p> <p><u>1. 非常用ガス処理系起動</u></p> <p><u>当直副長は、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することにより、格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員等を防護する。</u></p> <p><u>全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用ガス処理系へ給電する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウェル圧力高、原子炉水位低（レベル3）及び原子炉区域・タービン区域換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合又は、原子炉区域・タービン区域換気空調系が全停している場合。</u></p> <p><u>2. 原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止</u></p> <p><u>当直副長又は緊急時対策本部は、原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室からの閉止については、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合。</u></p> <p><u>現場での閉止については、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で全交流動力電源が喪失及び炉心が健全であることを確認した場合。</u></p> <p><b>放射線管理</b></p> <p><u>チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいて除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気空調系給排気隔離弁等へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	備考
	<p><b>表 1 7</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 7. 監視測定等に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p><u>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定することを目的とする。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。</u></p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</b></p> <p>1. 緊急時対策本部は、モニタリングポストによる放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は、モニタリングポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリングポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。</u></p> <p><u>また、海側等及び5号炉原子炉建屋付近への配置については、当直副長が原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した場合。</u></p> <p>2. 緊急時対策本部は、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p><u>放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、よう素測定装置及びGM計数装置の指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。</u></p> <p>3. 緊急時対策本部は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p><u>発電所の周辺海域は、小型船舶（海上モニタリング用）を用いて海上モニタリングを行う。</u></p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p><u>空気中の放射性物質の濃度測定については、主排気筒モニタの指示値及び警報表示を確認し、主排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合、又は主排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。</u></p> <p><u>水中の放射性物質の濃度測定については、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値及び警報表示を確認し、液体廃棄物処理系排水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合、又は液体廃棄物処理系排水モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>土壤中の放射性物質の濃度測定については、主排気筒モニタ等により気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（ブルーム通過後）。</u></p> <p><u>海上モニタリングについては、主排気筒モニタ等により気体状又は液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（ブルーム通過後）。</u></p> <p><b>風向、風速その他</b></p> <p><u>緊急時対策本部は、気象観測設備による風向、風速その他の測定機能が喪失した場合は、可搬型気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。</u></p> <p><b>測定頻度</b></p> <p><u>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</u></p> <p><u>放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壤中）及び海上モニタリングは、1回／日以上とするが、原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</u></p> <p><u>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</u></p> <p><b>バックグラウンド低減対策</b></p> <p><u>周辺汚染によりモニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリングポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌除去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</u></p> <p><u>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、放射性物質の濃度を測定する。</u></p> <p><b>他の機関との連携</b></p> <p><u>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>常用所内電源喪失によりモニタリングポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置が自動でモニタリングポストへ給電し、その間にモニタリングポスト用発電機による給電の操作を実施する。モニタリングポストは、電源が喪失した状態でモニタリングポスト用発電機から給電した場合、切替え操作を行うことで放射線量の連続測定を開始する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 1 8</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 8. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備から給電することを目的とする。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>緊急時対策本部は、緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100ミリシーベルトを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>1. 緊急時対策所を立ち上げる場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型陽圧化空調機を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>可搬型陽圧化空調機の起動については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合。</p> <p>酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を開始した場合。</p> <p>2. 原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した場合。</p> <p>3. 格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機へ切り替える。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）を用いた陽圧化については以下の条件が満たされた場合に実施する。</p> <p>① 以下の【条件1-1】及び【条件1-2】が満たされた場合</p> <p>【条件1-1】：7号炉の炉心損傷<sup>*1</sup>及び格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可</p> <p>【条件1-2】：可搬型モニタリングポスト（5号炉近傍に設置するもの、以下同じ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタいずれかのモニタ値が急上昇し警報発生</p> <p>② 以下の【条件2-1-1】又は【条件2-1-2】、及び【条件2-2-1】又は【条件2-2-2】が満たされた場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>【条件2-1-1】：7号炉において炉心損傷<sup>※1</sup>後に格納容器ベントの実施を判断した場合</u></p> <p><u>【条件2-1-2】：7号炉にて炉心損傷<sup>※1</sup>後に格納容器破損徴候が発生した場合</u></p> <p><u>【条件2-2-1】：格納容器ベント実施の直前</u></p> <p><u>【条件2-2-2】：可搬型モニタリングポスト、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタいずれかのモニタ値が急上昇し警報発生</u></p> <p><u>※1 格納容器内雰囲気放射線レベル計（格納容器雰囲気モニタ系）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（格納容器雰囲気モニタ系）が使用できない場合に、原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替えについては、可搬型モニタリングポスト等の線量率の指示が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、5号炉原子炉建屋屋上階の階段室近傍（可搬型外気取入送風機の外気吸込場所）に設置する可搬型モニタリングポストの値が0.2mGy/h<sup>※2</sup>を下回った場合。</u></p> <p><u>※2 保守的に0.2mGy/hを0.2mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、0.2mSv/h×168h=33.6mSv約34mSv程度と100mSvに対して十分余裕があり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性評価である約58mSvに加えた場合でも100mSvを超えることのない値として設定</u></p> <p><b>必要な指示及び通信連絡</b></p> <p><u>重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</u></p> <p><u>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</u></p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合。</u></p> <p><b>必要な数の要員の収容</b></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</u></p> <p>1. 7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</p> <p>2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</p> <p>3. 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>を行う。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>チェン징エリアの設置は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェン징エリア設置を行うと判断した場合。</u></p> <p><b>代替電源設備からの給電</b></p> <p><u>緊急時対策本部は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、5号炉の共通用高压母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高压母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、可搬型代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電する。</u></p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>5号炉の共通用高压母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高压母線より受電できない場合。</u></p> <p><b>配置</b></p> <p><u>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</u></p> <p><b>放射線管理</b></p> <p><u>除染は拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</u></p> <p><u>運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</u></p> <p><u>使用済の可搬型陽圧化空調機のフィルタ部分は非常に高線量になるため、フィルタ交換や使用済空調機を移動することによる被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム及び通信連絡設備へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><b>表 19</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>19. 通信連絡に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行うことを目的とする。</u></p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>発電所内の通信連絡</b></p> <p><u>当直副長及び緊急時対策本部は、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン等を使用する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</u></p> <p><u>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システムを使用する。</u></p> <p><u>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1. 現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。</u></li> <li><u>2. 現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、無線連絡設備等を使用する。</u></li> <li><u>3. 中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備、無線連絡設備等を使用する。</u></li> <li><u>4. 中央制御室待避室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。</u></li> <li><u>5. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には、携帯型音声呼出電話設備等を使用する。</u></li> <li><u>6. 放射能観測車と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。</u></li> </ol> <p><b>(1) 手順着手の判断基準</b></p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システムにより、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。</u></p> <p><u>また、特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。</u></p> <p><b>(配慮すべき事項)</b></p> <p><b>○重大事故等時の対応手段の選択</b></p> <p><u>中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、通常、屋内外で使用が可能である送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを使用する。</u></p> <p><u>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</u></p> <p><b>発電所外（社内外）との通信連絡</b></p> <p><u>緊急時対策本部は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</u></p> <p><u>国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</u></p> <p><u>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li><u>1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社、自治体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。</u></li> <li><u>2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と国との連絡には、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。</u></li> <li><u>3. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には、衛星電話設備を使用する。</u></li> </ol> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。</u></p> <p><u>また、特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>本社との間で通信連絡を行う場合は、通常、テレビ会議システム及び衛星電話設備（社内向）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。</u></p> <p><u>国との間で通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。</u></p> <p><u>自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、専用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。</u></p> <p><u>所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備を使用する。</u></p> <p><u>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外の必要な場所で共有する場合も同様である。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム及びデータ伝送設備へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																																																	
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1/22)</p> <table border="1" data-bbox="1359 268 2472 1774"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 422">1</td> <td data-bbox="1448 352 1902 422">二</td> <td data-bbox="1902 352 2190 422">二</td> <td data-bbox="2190 352 2294 422">二</td> <td data-bbox="2294 352 2472 422">二</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 422 1448 541">2</td> <td data-bbox="1448 422 1902 541">高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却</td> <td data-bbox="1902 422 2190 541">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 422 2294 541">5</td> <td data-bbox="2294 422 2472 541">約 40 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 541 1448 661">2</td> <td data-bbox="1448 541 1902 661">原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却 (運転員操作)</td> <td data-bbox="1902 541 2190 661">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 541 2294 661">5</td> <td data-bbox="2294 541 2472 661">約 90 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 661 1448 781">2</td> <td data-bbox="1448 661 1902 781">代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 661 2472 781">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 781 1448 900">2</td> <td data-bbox="1448 781 1902 900">可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 781 2472 900">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 900 1448 1087">2</td> <td data-bbox="1448 900 1902 1087">ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)</td> <td data-bbox="1902 900 2190 1087">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 900 2294 1087">4</td> <td data-bbox="2294 900 2472 1087">約 20 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1087 1448 1207">3</td> <td data-bbox="1448 1087 1902 1207">常設代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復</td> <td data-bbox="1902 1087 2190 1207">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1087 2294 1207">6</td> <td data-bbox="2294 1087 2472 1207">約 35 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1207 1448 1327">3</td> <td data-bbox="1448 1207 1902 1327">可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1207 2472 1327">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1327 1448 1467">3</td> <td data-bbox="1448 1327 1902 1467">主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復</td> <td data-bbox="1902 1327 2190 1467">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1327 2294 1467">6</td> <td data-bbox="2294 1327 2472 1467">約 55 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1467 1448 1633">3</td> <td data-bbox="1448 1467 1902 1633">高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)</td> <td data-bbox="1902 1467 2190 1633">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1467 2294 1633">4</td> <td data-bbox="2294 1467 2472 1633">約 20 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1633 1448 1703">3</td> <td data-bbox="1448 1633 1902 1703">代替直流電源設備による復旧</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1633 2472 1703">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1703 1448 1774">3</td> <td data-bbox="1448 1703 1902 1774">代替交流電源設備による復旧</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1703 2472 1774">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> </tbody> </table>				操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1	二	二	二	二	2	高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約 40 分	2	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却 (運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約 90 分	2	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順 1.4 と同様			2	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順 1.4 と同様			2	ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 20 分	3	常設代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 35 分	3	可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	操作手順 1.4 と同様			3	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 55 分	3	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 20 分	3	代替直流電源設備による復旧	操作手順 1.4 と同様			3	代替交流電源設備による復旧	操作手順 1.4 と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																		
1	二	二	二	二																																																																		
2	高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約 40 分																																																																		
2	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却 (運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約 90 分																																																																		
2	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順 1.4 と同様																																																																				
2	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順 1.4 と同様																																																																				
2	ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 20 分																																																																		
3	常設代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 35 分																																																																		
3	可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	操作手順 1.4 と同様																																																																				
3	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 55 分																																																																		
3	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 20 分																																																																		
3	代替直流電源設備による復旧	操作手順 1.4 と同様																																																																				
3	代替交流電源設備による復旧	操作手順 1.4 と同様																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (2/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1356 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 352">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1356 352 1442 478">3</td> <td data-bbox="1442 352 1902 478">インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1</td> <td data-bbox="1902 352 2187 478">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 352 2294 478">6</td> <td data-bbox="2294 352 2469 478">約 240 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 478 1442 625">4</td> <td data-bbox="1442 478 1902 625">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 478 2187 625">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 478 2294 625">4 3</td> <td data-bbox="2294 478 2469 625">約 125 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 625 1442 888">4</td> <td data-bbox="1442 625 1902 888">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1</td> <td data-bbox="1902 625 2187 888">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 625 2294 888">4 6</td> <td data-bbox="2294 625 2469 888">約 330 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 888 1442 1045">4</td> <td data-bbox="1442 888 1902 1045">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 888 2187 1045">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 888 2294 1045">3 3</td> <td data-bbox="2294 888 2469 1045">約 150 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1045 1442 1308">4</td> <td data-bbox="1442 1045 1902 1308">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1</td> <td data-bbox="1902 1045 2187 1308">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1045 2294 1308">3 6 ※2</td> <td data-bbox="2294 1045 2469 1308">約 330 分 ※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1308 1442 1434">4</td> <td data-bbox="1442 1308 1902 1434">代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧 ※1</td> <td data-bbox="1902 1308 2187 1434">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1308 2294 1434">6</td> <td data-bbox="2294 1308 2469 1434">20 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1434 1442 1612">4</td> <td data-bbox="1442 1434 1902 1612">残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉からの除熱(設計基準拡張) ※1</td> <td data-bbox="1902 1434 2187 1612">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1434 2294 1612">6</td> <td data-bbox="2294 1434 2469 1612">20 分以内</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)</p> <p>※2 重要事故シーケンス「全動力交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+主蒸気逃がし安全弁再開失敗」においては, 緊急時対策要員 10 名で想定時間は約 225 分である。(以下, 本表において同じ。)</p>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分	4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約 125 分	4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約 330 分	4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	約 150 分	4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 6 ※2	約 330 分 ※2	4	代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内	4	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉からの除熱(設計基準拡張) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																						
3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分																																						
4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約 125 分																																						
4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約 330 分																																						
4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	約 150 分																																						
4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 6 ※2	約 330 分 ※2																																						
4	代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内																																						
4	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉からの除熱(設計基準拡張) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内																																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																	
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (3/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2297 352">要員数</th> <th data-bbox="2297 268 2466 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 478">5</td> <td data-bbox="1448 352 1902 478">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱※1</td> <td data-bbox="1902 352 2190 478">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2297 478">4</td> <td data-bbox="2297 352 2466 478">約40分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 478 1448 604">5</td> <td data-bbox="1448 478 1902 604">格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンベ)</td> <td data-bbox="1902 478 2190 604">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 478 2297 604">4</td> <td data-bbox="2297 478 2466 604">約45分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 604 1448 730">5</td> <td data-bbox="1448 604 1902 730">フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り※1</td> <td data-bbox="1902 604 2190 730">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 604 2297 730">2</td> <td data-bbox="2297 604 2466 730">45分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 730 1448 856">5</td> <td data-bbox="1448 730 1902 856">フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が防火水槽の場合)</td> <td data-bbox="1902 730 2190 856">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 730 2297 856">2</td> <td data-bbox="2297 730 2466 856">約125分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 856 1448 1024">5</td> <td data-bbox="1448 856 1902 1024">フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)</td> <td data-bbox="1902 856 2190 1024">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 856 2297 1024">6</td> <td data-bbox="2297 856 2466 1024">約155分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1024 1448 1087">5</td> <td data-bbox="1448 1024 1902 1087">フィルタ装置水位調整(水抜き)</td> <td data-bbox="1902 1024 2190 1087">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1024 2297 1087">2</td> <td data-bbox="2297 1024 2466 1087">約150分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1087 1448 1192">5</td> <td data-bbox="1448 1087 1902 1192">格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーシ</td> <td data-bbox="1902 1087 2190 1192">運転員(中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1087 2297 1192">2 6</td> <td data-bbox="2297 1087 2466 1192">約270分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1192 1448 1318">5</td> <td data-bbox="1448 1192 1902 1318">フィルタ装置スクラバ水pH調整</td> <td data-bbox="1902 1192 2190 1318">運転員(中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1192 2297 1318">1 6</td> <td data-bbox="2297 1192 2466 1318">約85分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1318 1448 1402">5</td> <td data-bbox="1448 1318 1902 1402">ドレン移送ライン窒素ガスパーシ</td> <td data-bbox="1902 1318 2190 1402">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1318 2297 1402">2</td> <td data-bbox="2297 1318 2466 1402">約135分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1402 1448 1465">5</td> <td data-bbox="1448 1402 1902 1465">ドレンタンク水抜き</td> <td data-bbox="1902 1402 2190 1465">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1402 2297 1465">2</td> <td data-bbox="2297 1402 2466 1465">約80分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1465 1448 1591">5</td> <td data-bbox="1448 1465 1902 1591">耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱</td> <td data-bbox="1902 1465 2190 1591">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1465 2297 1591">4</td> <td data-bbox="2297 1465 2466 1591">約55分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1591 1448 1717">5</td> <td data-bbox="1448 1591 1902 1717">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)※1</td> <td data-bbox="1902 1591 2190 1717">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1591 2297 1717">6</td> <td data-bbox="2297 1591 2466 1717">約70分</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分	5	格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンベ)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分	5	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り※1	緊急時対策要員	2	45分以内	5	フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が防火水槽の場合)	緊急時対策要員	2	約125分	5	フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	緊急時対策要員	6	約155分	5	フィルタ装置水位調整(水抜き)	緊急時対策要員	2	約150分	5	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーシ	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	2 6	約270分	5	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	1 6	約85分	5	ドレン移送ライン窒素ガスパーシ	緊急時対策要員	2	約135分	5	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分	5	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約55分	5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約70分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																															
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分																																																															
5	格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンベ)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分																																																															
5	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り※1	緊急時対策要員	2	45分以内																																																															
5	フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が防火水槽の場合)	緊急時対策要員	2	約125分																																																															
5	フィルタ装置水位調整(水張り)(水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	緊急時対策要員	6	約155分																																																															
5	フィルタ装置水位調整(水抜き)	緊急時対策要員	2	約150分																																																															
5	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーシ	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	2 6	約270分																																																															
5	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	1 6	約85分																																																															
5	ドレン移送ライン窒素ガスパーシ	緊急時対策要員	2	約135分																																																															
5	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分																																																															
5	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約55分																																																															
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約70分																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																															
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (4/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1442 478">5</td> <td data-bbox="1442 352 1902 478">耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)</td> <td data-bbox="1902 352 2190 478">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 478">6</td> <td data-bbox="2294 352 2469 478">約 135 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 478 1442 625">5</td> <td data-bbox="1442 478 1902 625">代替原子炉補機冷却系による除熱 *1</td> <td data-bbox="1902 478 2190 625">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 478 2294 625">4</td> <td data-bbox="2294 478 2469 625" rowspan="2">約 540 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 625 1442 751">5</td> <td data-bbox="1442 625 1902 751">残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱 (設計基準拡張)</td> <td data-bbox="1902 625 2190 751">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 625 2294 751">13</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 751 1442 961">6</td> <td data-bbox="1442 751 1902 961">代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 751 2190 961">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 751 2294 961">4</td> <td data-bbox="2294 751 2469 961" rowspan="2">約 125 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 961 1442 1224">6</td> <td data-bbox="1442 961 1902 1224">代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))</td> <td data-bbox="1902 961 2190 1224">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 961 2294 1224">4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1224 1442 1434">6</td> <td data-bbox="1442 1224 1902 1434">代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 1224 2190 1434">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1224 2294 1434">3</td> <td data-bbox="2294 1224 2469 1434" rowspan="2">約 125 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1434 1442 1724">6</td> <td data-bbox="1442 1434 1902 1724">代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) *1</td> <td data-bbox="1902 1434 2190 1724">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1434 2294 1724">3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1724 1442 1724"></td> <td data-bbox="1442 1724 1902 1724"></td> <td data-bbox="1902 1724 2190 1724"></td> <td data-bbox="2190 1724 2294 1724">6 *2</td> <td data-bbox="2294 1724 2469 1724">約 330 分 *2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1724 1442 1724"></td> <td data-bbox="1442 1724 1902 1724"></td> <td data-bbox="1902 1724 2190 1724"></td> <td data-bbox="2190 1724 2294 1724">3</td> <td data-bbox="2294 1724 2469 1724">約 330 分</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	5	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 135 分	5	代替原子炉補機冷却系による除熱 *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 540 分	5	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱 (設計基準拡張)	緊急時対策要員	13	6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 125 分	6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 125 分	6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	3				6 *2	約 330 分 *2				3	約 330 分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																													
5	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 135 分																																													
5	代替原子炉補機冷却系による除熱 *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 540 分																																													
5	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱 (設計基準拡張)	緊急時対策要員	13																																														
6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 125 分																																													
6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4																																														
6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 125 分																																													
6	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	3																																														
			6 *2	約 330 分 *2																																													
			3	約 330 分																																													



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																																																						
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (5/22)</p> <table border="1" data-bbox="1359 268 2472 1927"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1905 352">対応手段</th> <th data-bbox="1905 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 493">7</td> <td data-bbox="1448 352 1905 493">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1</td> <td data-bbox="1905 352 2190 493">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 493">4</td> <td data-bbox="2294 352 2472 493">約 45 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 493 1448 634">7</td> <td data-bbox="1448 493 1905 634">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (一次隔離弁を全開状態で保持) ※1</td> <td data-bbox="1905 493 2190 634">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 493 2294 634">6</td> <td data-bbox="2294 493 2472 634">約 75 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 634 1448 774">7</td> <td data-bbox="1448 634 1905 774">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)</td> <td data-bbox="1905 634 2190 774">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 634 2294 774">6</td> <td data-bbox="2294 634 2472 774">約 75 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 774 1448 884">7</td> <td data-bbox="1448 774 1905 884">フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り ※1</td> <td data-bbox="1905 774 2190 884">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 774 2294 884">2</td> <td data-bbox="2294 774 2472 884">45 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 884 1448 993">7</td> <td data-bbox="1448 884 1905 993">フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が防火水槽の場合)</td> <td data-bbox="1905 884 2190 993">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 884 2294 993">1 6</td> <td data-bbox="2294 884 2472 993">約 125 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 993 1448 1123">7</td> <td data-bbox="1448 993 1905 1123">フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)</td> <td data-bbox="1905 993 2190 1123">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 993 2294 1123">1 10</td> <td data-bbox="2294 993 2472 1123">約 155 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1123 1448 1239">7</td> <td data-bbox="1448 1123 1905 1239">フィルタ装置水位調整 (水抜き)</td> <td data-bbox="1905 1123 2190 1239">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1123 2294 1239">1 10</td> <td data-bbox="2294 1123 2472 1239">約 130 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1239 1448 1354">7</td> <td data-bbox="1448 1239 1905 1354">格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</td> <td data-bbox="1905 1239 2190 1354">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1239 2294 1354">2 6</td> <td data-bbox="2294 1239 2472 1354">約 270 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1354 1448 1470">7</td> <td data-bbox="1448 1354 1905 1470">フィルタ装置スクラバ水 pH調整</td> <td data-bbox="1905 1354 2190 1470">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1354 2294 1470">1 10</td> <td data-bbox="2294 1354 2472 1470">約 85 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1470 1448 1535">7</td> <td data-bbox="1448 1470 1905 1535">ドレン移送ライン窒素ガスパージ</td> <td data-bbox="1905 1470 2190 1535">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1470 2294 1535">8</td> <td data-bbox="2294 1470 2472 1535">約 130 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1535 1448 1650">7</td> <td data-bbox="1448 1535 1905 1650">ドレンタンク水抜き</td> <td data-bbox="1905 1535 2190 1650">運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1535 2294 1650">1 4</td> <td data-bbox="2294 1535 2472 1650">約 80 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1650 1448 1766">7</td> <td data-bbox="1448 1650 1905 1766">代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ※1</td> <td data-bbox="1905 1650 2190 1766">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1650 2294 1766">6</td> <td data-bbox="2294 1650 2472 1766">約 90 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1766 1448 1927">7</td> <td data-bbox="1448 1766 1905 1927">代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1</td> <td data-bbox="1905 1766 2190 1927">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1766 2294 1927">4 13</td> <td data-bbox="2294 1766 2472 1927">約 540 分</td> </tr> </tbody> </table>				操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 45 分	7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (一次隔離弁を全開状態で保持) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 75 分	7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 75 分	7	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り ※1	緊急時対策要員	2	45 分以内	7	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が防火水槽の場合)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 6	約 125 分	7	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 155 分	7	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 130 分	7	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	2 6	約 270 分	7	フィルタ装置スクラバ水 pH調整	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 85 分	7	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約 130 分	7	ドレンタンク水抜き	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 4	約 80 分	7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 90 分	7	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約 540 分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																							
7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 45 分																																																																							
7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (一次隔離弁を全開状態で保持) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 75 分																																																																							
7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 75 分																																																																							
7	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り ※1	緊急時対策要員	2	45 分以内																																																																							
7	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が防火水槽の場合)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 6	約 125 分																																																																							
7	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 155 分																																																																							
7	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 130 分																																																																							
7	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	2 6	約 270 分																																																																							
7	フィルタ装置スクラバ水 pH調整	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約 85 分																																																																							
7	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約 130 分																																																																							
7	ドレンタンク水抜き	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 4	約 80 分																																																																							
7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 90 分																																																																							
7	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約 540 分																																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																																		
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (6/22)</p> <table border="1" data-bbox="1359 268 2472 1780"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 478">8</td> <td data-bbox="1448 352 1902 478">格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水<sup>※1</sup></td> <td data-bbox="1902 352 2190 478">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 478">4</td> <td data-bbox="2294 352 2472 478">35分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 478 1448 646">8</td> <td data-bbox="1448 478 1902 646">格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 478 2190 646">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 478 2294 646">4 3</td> <td data-bbox="2294 478 2472 646">約125分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 646 1448 856">8</td> <td data-bbox="1448 646 1902 856">格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))</td> <td data-bbox="1902 646 2190 856">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 646 2294 856">4 6</td> <td data-bbox="2294 646 2472 856">約330分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 856 1448 1024">8</td> <td data-bbox="1448 856 1902 1024">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(防火水槽を水源とした送水)</td> <td data-bbox="1902 856 2190 1024">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 856 2294 1024">4 3</td> <td data-bbox="2294 856 2472 1024">約125分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1024 1448 1234">8</td> <td data-bbox="1448 1024 1902 1234">低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))<sup>※1</sup></td> <td data-bbox="1902 1024 2190 1234">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1024 2294 1234">4 6</td> <td data-bbox="2294 1024 2472 1234">約330分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1234 1448 1360">8</td> <td data-bbox="1448 1234 1902 1360">ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入</td> <td data-bbox="1902 1234 2190 1360">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1234 2294 1360">4</td> <td data-bbox="2294 1234 2472 1360">約20分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1360 1448 1528">9</td> <td data-bbox="1448 1360 1902 1528">格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</td> <td data-bbox="1902 1360 2190 1528">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1360 2294 1528">4</td> <td data-bbox="2294 1360 2472 1528">約45分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1528 1448 1654">9</td> <td data-bbox="1448 1528 1902 1654">格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンプ)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1528 2472 1654">操作手順5と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1654 1448 1780">9</td> <td data-bbox="1448 1654 1902 1780">フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り<sup>※1</sup></td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1654 2472 1780">操作手順7と同様</td> </tr> </tbody> </table>				操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	8	格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水 <sup>※1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	35分以内	8	格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約125分	8	格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約330分	8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約125分	8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) <sup>※1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約330分	8	ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	9	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分	9	格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンプ)	操作手順5と同様			9	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り <sup>※1</sup>	操作手順7と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																			
8	格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水 <sup>※1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	35分以内																																																			
8	格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約125分																																																			
8	格納容器下部注水系(可搬型)による格納容器下部への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約330分																																																			
8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約125分																																																			
8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) <sup>※1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約330分																																																			
8	ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分																																																			
9	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分																																																			
9	格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンプ)	操作手順5と同様																																																					
9	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り <sup>※1</sup>	操作手順7と同様																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																								
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (7/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1356 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 352">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>9</td> <td>フィルタ装置水位調整 (水張り)</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>フィルタ装置水位調整 (水抜き)</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>ドレン移送ライン窒素ガスパージ</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>ドレンタンク水抜き</td> <td colspan="3">操作手順 7 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>耐圧強化ベント系 (W/W) による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</td> <td>運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td>4</td> <td>約 60 分</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>耐圧強化ラインの窒素ガスパージ</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>4</td> <td>約 360 分</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)</td> <td>運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td>4</td> <td>約 25 分</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>代替原子炉補機冷却系による冷却水確保 ※1</td> <td colspan="3">操作手順 5 と同様</td> </tr> <tr> <td>1.0</td> <td>代替電源による必要な設備への給電</td> <td colspan="3">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1.1</td> <td rowspan="2">燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水)</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td rowspan="2">110 分以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	9	フィルタ装置水位調整 (水張り)	操作手順 7 と同様			9	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	操作手順 7 と同様			9	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	操作手順 7 と同様			9	フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	操作手順 7 と同様			9	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	操作手順 7 と同様			9	ドレンタンク水抜き	操作手順 7 と同様			9	耐圧強化ベント系 (W/W) による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 60 分	9	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約 360 分	9	水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 25 分	9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様			9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保 ※1	操作手順 5 と同様			1.0	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様			1.1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室)	1	110 分以内	緊急時対策要員	2	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																						
9	フィルタ装置水位調整 (水張り)	操作手順 7 と同様																																																																								
9	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	操作手順 7 と同様																																																																								
9	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	操作手順 7 と同様																																																																								
9	フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	操作手順 7 と同様																																																																								
9	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	操作手順 7 と同様																																																																								
9	ドレンタンク水抜き	操作手順 7 と同様																																																																								
9	耐圧強化ベント系 (W/W) による格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 60 分																																																																						
9	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約 360 分																																																																						
9	水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気計装による格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 25 分																																																																						
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様																																																																								
9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保 ※1	操作手順 5 と同様																																																																								
1.0	代替電源による必要な設備への給電	操作手順 1.4 と同様																																																																								
1.1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室)	1	110 分以内																																																																						
		緊急時対策要員	2																																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																		
	<p>表20 重大事故等対策における操作の成立性 (8/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1439 346">操作手順</th> <th data-bbox="1439 268 1902 346">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 346">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 346">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 346">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 346 1439 611">11</td> <td data-bbox="1439 346 1902 611">燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1</td> <td data-bbox="1902 346 2187 485">運転員 (中央制御室)</td> <td data-bbox="2187 346 2294 485">1</td> <td data-bbox="2294 346 2469 611" rowspan="2">330分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 485 2187 611">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 485 2294 611">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 611 1439 875">11</td> <td data-bbox="1439 611 1902 875">燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))</td> <td data-bbox="1902 611 2187 749">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 611 2294 749">3</td> <td data-bbox="2294 611 2469 875" rowspan="2">約110分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 749 2187 875">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 749 2294 875">2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 875 1439 1140">11</td> <td data-bbox="1439 875 1902 1140">燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))</td> <td data-bbox="1902 875 2187 1014">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 875 2294 1014">3</td> <td data-bbox="2294 875 2469 1140" rowspan="2">約120分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1014 2187 1140">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1014 2294 1140">2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1140 1439 1459">11</td> <td data-bbox="1439 1140 1902 1459">燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)</td> <td data-bbox="1902 1140 2187 1278">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1140 2294 1278">3</td> <td data-bbox="2294 1140 2469 1459" rowspan="2">約330分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1278 2187 1459">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1278 2294 1459">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1459 1439 1778">11</td> <td data-bbox="1439 1459 1902 1778">燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)</td> <td data-bbox="1902 1459 2187 1598">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1459 2294 1598">3</td> <td data-bbox="2294 1459 2469 1778" rowspan="2">約340分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1598 2187 1778">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1598 2294 1778">6</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	11	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室)	1	330分以内			緊急時対策要員	6	11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約110分			緊急時対策要員	2	11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約120分			緊急時対策要員	2	11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分			緊急時対策要員	6	11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約340分			緊急時対策要員	6	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																
11	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室)	1	330分以内																																																
		緊急時対策要員	6																																																	
11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約110分																																																
		緊急時対策要員	2																																																	
11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約120分																																																
		緊急時対策要員	2																																																	
11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分																																																
		緊急時対策要員	6																																																	
11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約340分																																																
		緊急時対策要員	6																																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																							
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (9/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 275 1439 352">操作手順</th> <th data-bbox="1439 275 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 275 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 275 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 275 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1439 430">1.1</td> <td data-bbox="1439 352 1902 430"><u>漏えい抑制 *1</u></td> <td data-bbox="1902 352 2190 430"><u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u></td> <td data-bbox="2190 352 2294 430">4</td> <td data-bbox="2294 352 2469 430">90分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 430 1439 640">1.1</td> <td data-bbox="1439 430 1902 640"><u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水)</u></td> <td data-bbox="1902 430 2190 535"><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td data-bbox="2190 430 2294 535">1</td> <td data-bbox="2294 430 2469 640" rowspan="2">125分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 535 2190 640"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="2190 535 2294 640">3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 640 1439 903">1.1</td> <td data-bbox="1439 640 1902 903"><u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))</u></td> <td data-bbox="1902 640 2190 777"><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td data-bbox="2190 640 2294 777">1</td> <td data-bbox="2294 640 2469 903" rowspan="2">330分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 777 2190 903"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="2190 777 2294 903">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 903 1439 1165">1.1</td> <td data-bbox="1439 903 1902 1165"><u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))</u></td> <td data-bbox="1902 903 2190 1060"><u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u></td> <td data-bbox="2190 903 2294 1060">3</td> <td data-bbox="2294 903 2469 1165" rowspan="2">約125分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1060 2190 1165"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="2190 1060 2294 1165">2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1165 1439 1428">1.1</td> <td data-bbox="1439 1165 1902 1428"><u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))</u></td> <td data-bbox="1902 1165 2190 1312"><u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u></td> <td data-bbox="2190 1165 2294 1312">3</td> <td data-bbox="2294 1165 2469 1428" rowspan="2">約135分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1312 2190 1428"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="2190 1312 2294 1428">2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1428 1439 1753">1.1</td> <td data-bbox="1439 1428 1902 1753"><u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)</u></td> <td data-bbox="1902 1428 2190 1606"><u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u></td> <td data-bbox="2190 1428 2294 1606">3</td> <td data-bbox="2294 1428 2469 1753" rowspan="2">約330分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1606 2190 1753"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="2190 1606 2294 1753">6</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.1	<u>漏えい抑制 *1</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	4	90分以内	1.1	<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水)</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	1	125分以内			<u>緊急時対策要員</u>	3	1.1	<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	1	330分以内			<u>緊急時対策要員</u>	6	1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約125分			<u>緊急時対策要員</u>	2	1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約135分			<u>緊急時対策要員</u>	2	1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約330分			<u>緊急時対策要員</u>	6	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																					
1.1	<u>漏えい抑制 *1</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	4	90分以内																																																					
1.1	<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水)</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	1	125分以内																																																					
		<u>緊急時対策要員</u>	3																																																						
1.1	<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	1	330分以内																																																					
		<u>緊急時対策要員</u>	6																																																						
1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約125分																																																					
		<u>緊急時対策要員</u>	2																																																						
1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(防火水槽を水源とした送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約135分																																																					
		<u>緊急時対策要員</u>	2																																																						
1.1	<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)</u>	<u>運転員</u> <u>(中央制御室, 現場)</u>	3	約330分																																																					
		<u>緊急時対策要員</u>	6																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																						
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.0/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1439 352">操作手順</th> <th data-bbox="1439 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2466 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1439 705">1.1</td> <td data-bbox="1439 352 1902 705">燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)</td> <td data-bbox="1902 352 2190 548">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 548">3</td> <td data-bbox="2294 352 2466 705" rowspan="2">約 340 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 548 1439 705"></td> <td data-bbox="1439 548 1902 705"></td> <td data-bbox="1902 548 2190 705">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 548 2294 705">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 705 1439 772">1.1</td> <td data-bbox="1439 705 1902 772">大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 705 2466 772">操作手順 1.2 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 772 1439 898">1.1</td> <td data-bbox="1439 772 1902 898">使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</td> <td data-bbox="1902 772 2190 898">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 772 2294 898">3</td> <td data-bbox="2294 772 2466 898">約 20 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 898 1439 961">1.1</td> <td data-bbox="1439 898 1902 961">代替電源による給電</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 898 2466 961">操作手順 1.4 と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 961 1439 1136">1.1</td> <td data-bbox="1439 961 1902 1136">代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</td> <td data-bbox="1902 961 2190 1136">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 961 2294 1136">6</td> <td data-bbox="2294 961 2466 1136">約 45 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1136 1439 1310">1.2</td> <td data-bbox="1439 1136 1902 1310">大容量送水車(原子炉建屋放水設備)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="1902 1136 2190 1310">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1136 2294 1310">8</td> <td data-bbox="2294 1136 2466 1310">約 160 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1310 1439 1436">1.2</td> <td data-bbox="1439 1310 1902 1436">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td data-bbox="1902 1310 2190 1436">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1310 2294 1436">4</td> <td data-bbox="2294 1310 2466 1436">約 180 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1436 1439 1562">1.2</td> <td data-bbox="1439 1436 1902 1562">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(北放水口への設置)</td> <td data-bbox="1902 1436 2190 1562">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1436 2294 1562">6</td> <td data-bbox="2294 1436 2466 1562">約 190 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1562 1439 1688">1.2</td> <td data-bbox="1439 1562 1902 1688">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(取水口への設置)</td> <td data-bbox="1902 1562 2190 1688">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1562 2294 1688">13</td> <td data-bbox="2294 1562 2466 1688">約 24 時間</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.1	燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 340 分			緊急時対策要員	6	1.1	大気への放射性物質の拡散抑制	操作手順 1.2 と同様			1.1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 20 分	1.1	代替電源による給電	操作手順 1.4 と同様			1.1	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 45 分	1.2	大容量送水車(原子炉建屋放水設備)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	8	約 160 分	1.2	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	4	約 180 分	1.2	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(北放水口への設置)	緊急時対策要員	6	約 190 分	1.2	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(取水口への設置)	緊急時対策要員	13	約 24 時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																				
1.1	燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 340 分																																																				
		緊急時対策要員	6																																																					
1.1	大気への放射性物質の拡散抑制	操作手順 1.2 と同様																																																						
1.1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 20 分																																																				
1.1	代替電源による給電	操作手順 1.4 と同様																																																						
1.1	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 45 分																																																				
1.2	大容量送水車(原子炉建屋放水設備)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	8	約 160 分																																																				
1.2	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	4	約 180 分																																																				
1.2	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(北放水口への設置)	緊急時対策要員	6	約 190 分																																																				
1.2	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(取水口への設置)	緊急時対策要員	13	約 24 時間																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.1/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1905 352">対応手段</th> <th data-bbox="1905 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2297 352">要員数</th> <th data-bbox="2297 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 550">1.2</td> <td data-bbox="1448 352 1905 550">大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火</td> <td data-bbox="1905 352 2190 550">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 352 2297 550">8</td> <td data-bbox="2297 352 2469 550">約160分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 550 1448 760">1.3</td> <td data-bbox="1448 550 1905 760">原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 550 2469 760">操作手順2と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 760 1448 970">1.3</td> <td data-bbox="1448 760 1905 970">原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 760 2469 970">操作手順2と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 970 1448 1138">1.3</td> <td data-bbox="1448 970 1905 1138">復水貯蔵槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 970 2469 1138">操作手順8と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1138 1448 1348">1.3</td> <td data-bbox="1448 1138 1905 1348">サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 1138 2469 1348">操作手順7と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1348 1448 1558">1.3</td> <td data-bbox="1448 1348 1905 1558">サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 1348 2469 1558">操作手順7と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1558 1448 1768">1.3</td> <td data-bbox="1448 1558 1905 1768">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）</td> <td colspan="3" data-bbox="1905 1558 2469 1768">操作手順4及び操作手順8と同様</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.2	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分	1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	操作手順2と同様			1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	操作手順2と同様			1.3	復水貯蔵槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）※1	操作手順8と同様			1.3	サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）※1	操作手順7と同様			1.3	サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）※1	操作手順7と同様			1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	操作手順4及び操作手順8と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																						
1.2	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分																																						
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	操作手順2と同様																																								
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	操作手順2と同様																																								
1.3	復水貯蔵槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）※1	操作手順8と同様																																								
1.3	サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）※1	操作手順7と同様																																								
1.3	サプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）※1	操作手順7と同様																																								
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	操作手順4及び操作手順8と同様																																								



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																								
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (12/22)</p> <table border="1" data-bbox="1359 268 2472 1732"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 359">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 359">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 359">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 359">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 359">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 359 1448 533">1.3</td> <td data-bbox="1448 359 1902 533">防火水槽を水源とした格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 359 2472 533">操作手順6と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 533 1448 707">1.3</td> <td data-bbox="1448 533 1902 707">防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 533 2472 707">操作手順5及び7と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 707 1448 882">1.3</td> <td data-bbox="1448 707 1902 882">防火水槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 707 2472 882">操作手順8と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 882 1448 1094">1.3</td> <td data-bbox="1448 882 1902 1094">防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 882 2472 1094">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1094 1448 1306">1.3</td> <td data-bbox="1448 1094 1902 1306">防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1094 2472 1306">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1306 1448 1518">1.3</td> <td data-bbox="1448 1306 1902 1518">防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1306 2472 1518">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1518 1448 1732">1.3</td> <td data-bbox="1448 1518 1902 1732">防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1518 2472 1732">操作手順1.1と同様</td> </tr> </tbody> </table>				操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.3	防火水槽を水源とした格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	操作手順6と同様			1.3	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	操作手順5及び7と同様			1.3	防火水槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	操作手順8と同様			1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水）	操作手順1.1と同様			1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水）	操作手順1.1と同様			1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）	操作手順1.1と同様			1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）	操作手順1.1と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																									
1.3	防火水槽を水源とした格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	操作手順6と同様																																											
1.3	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り））	操作手順5及び7と同様																																											
1.3	防火水槽を水源とした格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	操作手順8と同様																																											
1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水）	操作手順1.1と同様																																											
1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水）	操作手順1.1と同様																																											
1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ）	操作手順1.1と同様																																											
1.3	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ）	操作手順1.1と同様																																											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																														
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.3 / 2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1439 352">操作 手順</th> <th data-bbox="1439 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2297 352">要員数</th> <th data-bbox="2297 268 2466 352">想定 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1439 621">1.3</td> <td data-bbox="1439 352 1902 621">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水) ※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 352 2466 621">操作手順4及び8と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 621 1439 884">1.3</td> <td data-bbox="1439 621 1902 884">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却) ※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 621 2466 884">操作手順6と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 884 1439 1146">1.3</td> <td data-bbox="1439 884 1902 1146">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源としたフィルタ装置への補給(可搬型代替注水ポンプによる水位調整(水張り))</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 884 2466 1146">操作手順5及び7と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1146 1439 1356">1.3</td> <td data-bbox="1439 1146 1902 1356">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1146 2466 1356">操作手順8と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1356 1439 1619">1.3</td> <td data-bbox="1439 1356 1902 1619">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水) ※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1356 2466 1619">操作手順11と同様</td> </tr> </tbody> </table>	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間	1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水) ※1	操作手順4及び8と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却) ※1	操作手順6と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源としたフィルタ装置への補給(可搬型代替注水ポンプによる水位調整(水張り))	操作手順5及び7と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	操作手順8と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水) ※1	操作手順11と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間																												
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水) ※1	操作手順4及び8と同様																														
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却) ※1	操作手順6と同様																														
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源としたフィルタ装置への補給(可搬型代替注水ポンプによる水位調整(水張り))	操作手順5及び7と同様																														
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	操作手順8と同様																														
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水) ※1	操作手順11と同様																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																						
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.4/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1356 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 352">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1356 352 1442 621">1.3</td> <td data-bbox="1442 352 1902 621">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 352 2469 621">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 621 1442 921">1.3</td> <td data-bbox="1442 621 1902 921">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 621 2469 921">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 921 1442 1222">1.3</td> <td data-bbox="1442 921 1902 1222">淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 921 2469 1222">操作手順1.1と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1222 1442 1484">1.3</td> <td data-bbox="1442 1222 1902 1484">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(交流電源が確保されている場合))</td> <td data-bbox="1902 1222 2187 1367">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1222 2294 1367">4</td> <td data-bbox="2294 1222 2469 1484" rowspan="2">約315分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1367 2187 1484">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1367 2294 1484">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1484 1442 1747">1.3</td> <td data-bbox="1442 1484 1902 1747">原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(全交流動力電源が喪失している場合))</td> <td data-bbox="1902 1484 2187 1629">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1484 2294 1629">3</td> <td data-bbox="2294 1484 2469 1747" rowspan="2">約315分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1629 2187 1747">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1629 2294 1747">10</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水)	操作手順1.1と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー)	操作手順1.1と同様			1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー)	操作手順1.1と同様			1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分			緊急時対策要員	10	1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約315分			緊急時対策要員	10	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																				
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した注水)	操作手順1.1と同様																																						
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用したスプレー)	操作手順1.1と同様																																						
1.3	淡水貯水池(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用したスプレー)	操作手順1.1と同様																																						
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分																																				
		緊急時対策要員	10																																					
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧代替注水系(可搬型)による注水(全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約315分																																				
		緊急時対策要員	10																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																				
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.5/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1439 352">操作手順</th> <th data-bbox="1439 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1439 569">1.3</td> <td data-bbox="1439 352 1902 569">海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(交流電源が確保されている場合))</td> <td data-bbox="1902 352 2190 478">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 478">4</td> <td data-bbox="2294 352 2469 569" rowspan="2">約 315 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 478 2190 569">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 478 2294 569">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 569 1439 785">1.3</td> <td data-bbox="1439 569 1902 785">海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(全交流動力電源が喪失している場合))</td> <td data-bbox="1902 569 2190 695">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 569 2294 695">3</td> <td data-bbox="2294 569 2469 785" rowspan="2">約 315 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 695 2190 785">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 695 2294 785">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 785 1439 938">1.3</td> <td data-bbox="1439 785 1902 938">海を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)</td> <td data-bbox="1902 785 2190 869">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 785 2294 869">6</td> <td data-bbox="2294 785 2469 938" rowspan="2">約 315 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 869 2190 938">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 869 2294 938">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 938 1439 1155">1.3</td> <td data-bbox="1439 938 1902 1155">海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)</td> <td data-bbox="1902 938 2190 1043">運転員 (中央制御室)</td> <td data-bbox="2190 938 2294 1043">1</td> <td data-bbox="2294 938 2469 1155" rowspan="2">約 305 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1043 2190 1155">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1043 2294 1155">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1155 1439 1371">1.3</td> <td data-bbox="1439 1155 1902 1371">海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)</td> <td data-bbox="1902 1155 2190 1281">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1155 2294 1281">3</td> <td data-bbox="2294 1155 2469 1371" rowspan="2">約 305 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1281 2190 1371">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1281 2294 1371">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1371 1439 1587">1.3</td> <td data-bbox="1439 1371 1902 1587">海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ)</td> <td data-bbox="1902 1371 2190 1497">運転員 (中央制御室)</td> <td data-bbox="2190 1371 2294 1497">1</td> <td data-bbox="2294 1371 2469 1587" rowspan="2">約 315 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1497 2190 1587">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1497 2294 1587">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1587 1439 1803">1.3</td> <td data-bbox="1439 1587 1902 1803">海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ)</td> <td data-bbox="1902 1587 2190 1713">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1587 2294 1713">3</td> <td data-bbox="2294 1587 2469 1803" rowspan="2">約 315 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1713 2190 1803">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1713 2294 1803">10</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.3	海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 315 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 315 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 315 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室)	1	約 305 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 305 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ)	運転員 (中央制御室)	1	約 315 分			緊急時対策要員	10	1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 315 分			緊急時対策要員	10	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																		
1.3	海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 315 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却(全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 315 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 315 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室)	1	約 305 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 305 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用したスプレイ)	運転員 (中央制御室)	1	約 315 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			
1.3	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイ)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約 315 分																																																																		
		緊急時対策要員	10																																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.6/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1356 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 352">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1356 352 1442 533">1.3</td> <td data-bbox="1442 352 1902 533">海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送(代替原子炉補機冷却系による除熱)※1</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 352 2469 533">操作手順5と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 533 1442 743">1.3</td> <td data-bbox="1442 533 1902 743">海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による拡散抑制)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 533 2469 743">操作手順1.2と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 743 1442 953">1.3</td> <td data-bbox="1442 743 1902 953">海を水源とした航空機燃料火災への泡消火(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 743 2469 953">操作手順1.2と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 953 1442 1129">1.3</td> <td data-bbox="1442 953 1902 1129">ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系による注水)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 953 2469 1129">操作手順2と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1129 1442 1346">1.3</td> <td data-bbox="1442 1129 1902 1346">ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系によるほう酸水注入)</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1129 2469 1346">操作手順8と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1346 1442 1478">1.3</td> <td data-bbox="1442 1346 1902 1478">防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給</td> <td data-bbox="1902 1346 2187 1409">運転員(中央制御室)</td> <td data-bbox="2187 1346 2294 1409">1</td> <td data-bbox="2294 1346 2469 1409" rowspan="2">145分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1409 2187 1478">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1409 2294 1478">3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1356 1478 1442 1696">1.3</td> <td data-bbox="1442 1478 1902 1696">淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)※1</td> <td data-bbox="1902 1478 2187 1591">運転員(中央制御室)</td> <td data-bbox="2187 1478 2294 1591">1</td> <td data-bbox="2294 1478 2469 1696" rowspan="2">340分以内</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1591 2187 1696">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1591 2294 1696">6</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.3	海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送(代替原子炉補機冷却系による除熱)※1	操作手順5と同様			1.3	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による拡散抑制)	操作手順1.2と同様			1.3	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火)	操作手順1.2と同様			1.3	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系による注水)	操作手順2と同様			1.3	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系によるほう酸水注入)	操作手順8と同様			1.3	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員(中央制御室)	1	145分以内			緊急時対策要員	3	1.3	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)※1	運転員(中央制御室)	1	340分以内			緊急時対策要員	6	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																														
1.3	海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送(代替原子炉補機冷却系による除熱)※1	操作手順5と同様																																																
1.3	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による拡散抑制)	操作手順1.2と同様																																																
1.3	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火(大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火)	操作手順1.2と同様																																																
1.3	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系による注水)	操作手順2と同様																																																
1.3	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入(ほう酸水注入系によるほう酸水注入)	操作手順8と同様																																																
1.3	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員(中央制御室)	1	145分以内																																														
		緊急時対策要員	3																																															
1.3	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)※1	運転員(中央制御室)	1	340分以内																																														
		緊急時対策要員	6																																															

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																																																																
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (17/22)</p> <table border="1" data-bbox="1359 268 2472 1955"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 359">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 359">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 359">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 359">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 359">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 359 1448 495">1.3</td> <td data-bbox="1448 359 1902 495">海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給</td> <td data-bbox="1902 359 2190 422">運転員 (中央制御室)</td> <td data-bbox="2190 359 2294 422">1</td> <td data-bbox="2294 359 2472 495" rowspan="2">約 325 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 422 2190 495">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 422 2294 495">10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 495 1448 585">1.3</td> <td data-bbox="1448 495 1902 585">海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)</td> <td data-bbox="1902 495 2190 585">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 495 2294 585">8</td> <td data-bbox="2294 495 2472 585">約 300 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 585 1448 676">1.4</td> <td data-bbox="1448 585 1902 676">常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) *1</td> <td data-bbox="1902 585 2190 676">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 585 2294 676">6</td> <td data-bbox="2294 585 2472 676">20 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 676 1448 766">1.4</td> <td data-bbox="1448 676 1902 766">常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) *1</td> <td data-bbox="1902 676 2190 766">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 676 2294 766">6</td> <td data-bbox="2294 676 2472 766">50 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 766 1448 953">1.4</td> <td data-bbox="1448 766 1902 953">可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C系動力変圧器の一次側に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)</td> <td data-bbox="1902 766 2190 863">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 766 2294 863">4</td> <td data-bbox="2294 766 2472 953" rowspan="2">約 340 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 863 2190 953">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 863 2294 953">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 953 1448 1140">1.4</td> <td data-bbox="1448 953 1902 1140">可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)</td> <td data-bbox="1902 953 2190 1031">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 953 2294 1031">4</td> <td data-bbox="2294 953 2472 1140" rowspan="2">約 285 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1031 2190 1140">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1031 2294 1140">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1140 1448 1306">1.4</td> <td data-bbox="1448 1140 1902 1306">電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)</td> <td data-bbox="1902 1140 2190 1218">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1140 2294 1218">10</td> <td data-bbox="2294 1140 2472 1306" rowspan="2">約 115 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1218 2190 1306">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1218 2294 1306">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1306 1448 1493">1.4</td> <td data-bbox="1448 1306 1902 1493">電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)</td> <td data-bbox="1902 1306 2190 1383">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1306 2294 1383">10</td> <td data-bbox="2294 1306 2472 1493" rowspan="2">約 245 分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1383 2190 1493">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1383 2294 1493">6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1493 1448 1659">1.4</td> <td data-bbox="1448 1493 1902 1659">所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え) *1</td> <td data-bbox="1902 1493 2190 1612">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1493 2294 1612">4</td> <td data-bbox="2294 1493 2472 1659">20 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1659 1448 1824">1.4</td> <td data-bbox="1448 1659 1902 1824">所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え) *1</td> <td data-bbox="1902 1659 2190 1778">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1659 2294 1778">4</td> <td data-bbox="2294 1659 2472 1824">25 分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1824 1448 1955">1.4</td> <td data-bbox="1448 1824 1902 1955">代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Aの受電)</td> <td data-bbox="1902 1824 2190 1944">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1824 2294 1944">4</td> <td data-bbox="2294 1824 2472 1955">約 40 分</td> </tr> </tbody> </table>				操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.3	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員 (中央制御室)	1	約 325 分			緊急時対策要員	10	1.3	海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)	緊急時対策要員	8	約 300 分	1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内	1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50 分以内	1.4	可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C系動力変圧器の一次側に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 340 分			緊急時対策要員	6	1.4	可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 285 分			緊急時対策要員	6	1.4	電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10	約 115 分			緊急時対策要員	6	1.4	電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10	約 245 分			緊急時対策要員	6	1.4	所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	20 分以内	1.4	所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	25 分以内	1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Aの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 40 分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																																	
1.3	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員 (中央制御室)	1	約 325 分																																																																																	
		緊急時対策要員	10																																																																																		
1.3	海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)	緊急時対策要員	8	約 300 分																																																																																	
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内																																																																																	
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50 分以内																																																																																	
1.4	可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C系動力変圧器の一次側に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 340 分																																																																																	
		緊急時対策要員	6																																																																																		
1.4	可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し, P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 285 分																																																																																	
		緊急時対策要員	6																																																																																		
1.4	電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10	約 115 分																																																																																	
		緊急時対策要員	6																																																																																		
1.4	電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し, 非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10	約 245 分																																																																																	
		緊急時対策要員	6																																																																																		
1.4	所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	20 分以内																																																																																	
1.4	所内蓄電式直流電源設備による給電(直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え) *1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	25 分以内																																																																																	
1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Aの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 40 分																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																													
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (18/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1442 352">操作手順</th> <th data-bbox="1442 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2187 352">要員</th> <th data-bbox="2187 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2469 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1442 533">1.4</td> <td data-bbox="1442 352 1902 533">代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Bの受電)</td> <td data-bbox="1902 352 2187 533">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 352 2294 533">4</td> <td data-bbox="2294 352 2469 533">約40分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 533 1442 714">1.4</td> <td data-bbox="1442 533 1902 714">代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤A-2の受電)</td> <td data-bbox="1902 533 2187 714">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 533 2294 714">4</td> <td data-bbox="2294 533 2469 714">約40分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 714 1442 894">1.4</td> <td data-bbox="1442 714 1902 894">代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電 (AM用直流125V充電器盤の受電)</td> <td data-bbox="1902 714 2187 894">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 714 2294 894">4</td> <td data-bbox="2294 714 2469 894">約35分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 894 1442 1010">1.4</td> <td data-bbox="1442 894 1902 1010">中央制御室監視計器C系及びD系の復旧</td> <td data-bbox="1902 894 2187 1010">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 894 2294 1010">4</td> <td data-bbox="2294 894 2469 1010">約50分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1010 1442 1167">1.4</td> <td data-bbox="1442 1010 1902 1167">可搬型直流電源設備による給電(AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)</td> <td data-bbox="1902 1010 2187 1167">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1010 2294 1167">4 6</td> <td data-bbox="2294 1010 2469 1167">約455分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1167 1442 1325">1.4</td> <td data-bbox="1442 1167 1902 1325">可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)</td> <td data-bbox="1902 1167 2187 1325">運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2187 1167 2294 1325">4 6</td> <td data-bbox="2294 1167 2469 1325">約410分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1325 1442 1505">1.4</td> <td data-bbox="1442 1325 1902 1505">常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電) ※1</td> <td data-bbox="1902 1325 2187 1505">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1325 2294 1505">3</td> <td data-bbox="2294 1325 2469 1505">25分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1505 1442 1686">1.4</td> <td data-bbox="1442 1505 1902 1686">常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電)</td> <td data-bbox="1902 1505 2187 1686">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2187 1505 2294 1686">4</td> <td data-bbox="2294 1505 2469 1686">約40分</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Bの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分	1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤A-2の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分	1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電 (AM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約35分	1.4	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約50分	1.4	可搬型直流電源設備による給電(AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約455分	1.4	可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約410分	1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内	1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																											
1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤Bの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分																																											
1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流125V充電器盤A-2の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分																																											
1.4	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電 (AM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約35分																																											
1.4	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約50分																																											
1.4	可搬型直流電源設備による給電(AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約455分																																											
1.4	可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約410分																																											
1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内																																											
1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分																																											



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																																										
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (1.9/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2472 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 531">1.4</td> <td data-bbox="1448 352 1902 531">常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流125V主母線盤B受電)</td> <td data-bbox="1902 352 2190 531">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 352 2294 531">3</td> <td data-bbox="2294 352 2472 531">約40分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 489 2190 531">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 489 2294 531">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 531 1448 653">1.4</td> <td data-bbox="1448 531 1902 653">常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電)</td> <td data-bbox="1902 531 2190 653">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 531 2294 653">5</td> <td data-bbox="2294 531 2472 653">約40分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 653 1448 852">1.4</td> <td data-bbox="1448 653 1902 852">常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による直流125V主母線盤B受電)</td> <td data-bbox="1902 653 2190 852">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 653 2294 852">4</td> <td data-bbox="2294 653 2472 852">約80分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 810 2190 852">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 810 2294 852">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 852 1448 953">1.4</td> <td data-bbox="1448 852 1902 953">常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電</td> <td data-bbox="1902 852 2190 953">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 852 2294 953">4</td> <td data-bbox="2294 852 2472 953">約25分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 953 1448 1075">1.4</td> <td data-bbox="1448 953 1902 1075">号炉間電力融通ケーブル(常設)によるAM用MCCへの給電</td> <td data-bbox="1902 953 2190 1075">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 953 2294 1075">8</td> <td data-bbox="2294 953 2472 1075">約110分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1033 2190 1075">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1033 2294 1075">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1075 1448 1220">1.4</td> <td data-bbox="1448 1075 1902 1220">号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるAM用MCCへの給電</td> <td data-bbox="1902 1075 2190 1220">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1075 2294 1220">8</td> <td data-bbox="2294 1075 2472 1220">約240分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1173 2190 1220">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1173 2294 1220">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1220 1448 1362">1.4</td> <td data-bbox="1448 1220 1902 1362">可搬型代替交流電源設備(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCCへの給電</td> <td data-bbox="1902 1220 2190 1362">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1220 2294 1362">4</td> <td data-bbox="2294 1220 2472 1362">約315分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1316 2190 1362">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1316 2294 1362">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1362 1448 1505">1.4</td> <td data-bbox="1448 1362 1902 1505">可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCCへの給電</td> <td data-bbox="1902 1362 2190 1505">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 1362 2294 1505">4</td> <td data-bbox="2294 1362 2472 1505">約270分</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1902 1459 2190 1505">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1459 2294 1505">6</td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1505 1448 1627">1.4</td> <td data-bbox="1448 1505 1902 1627">燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給)※1</td> <td data-bbox="1902 1505 2190 1627">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1505 2294 1627">2</td> <td data-bbox="2294 1505 2472 1627">105分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1627 1448 1749">1.4</td> <td data-bbox="1448 1627 1902 1749">燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給)※1</td> <td data-bbox="1902 1627 2190 1749">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1627 2294 1749">2</td> <td data-bbox="2294 1627 2472 1749">120分以内</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1749 1448 1871">1.4</td> <td data-bbox="1448 1749 1902 1871">燃料補給設備による給油(タンクローリ(4kL)による給油対象設備への給油)※1</td> <td data-bbox="1902 1749 2190 1871">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1749 2294 1871">2</td> <td data-bbox="2294 1749 2472 1871">約15分</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約40分			緊急時対策要員	6		1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分	1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約80分			緊急時対策要員	6		1.4	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分	1.4	号炉間電力融通ケーブル(常設)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約110分			緊急時対策要員	6		1.4	号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約240分			緊急時対策要員	6		1.4	可搬型代替交流電源設備(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分			緊急時対策要員	6		1.4	可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約270分			緊急時対策要員	6		1.4	燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給)※1	緊急時対策要員	2	105分以内	1.4	燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給)※1	緊急時対策要員	2	120分以内	1.4	燃料補給設備による給油(タンクローリ(4kL)による給油対象設備への給油)※1	緊急時対策要員	2	約15分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																																								
1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約40分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分																																																																																								
1.4	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約80分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分																																																																																								
1.4	号炉間電力融通ケーブル(常設)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約110分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約240分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	可搬型代替交流電源設備(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約270分																																																																																								
		緊急時対策要員	6																																																																																									
1.4	燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給)※1	緊急時対策要員	2	105分以内																																																																																								
1.4	燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給)※1	緊急時対策要員	2	120分以内																																																																																								
1.4	燃料補給設備による給油(タンクローリ(4kL)による給油対象設備への給油)※1	緊急時対策要員	2	約15分																																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																							
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (20/22)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2466 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 531">1.4</td> <td data-bbox="1448 352 1902 531">燃料補給設備による給油(タンクローリ(16kL)による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)※1</td> <td data-bbox="1902 352 2190 531">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 352 2294 531">2</td> <td data-bbox="2294 352 2466 531">約90分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 531 1448 709">1.5</td> <td data-bbox="1448 531 1902 709">計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)</td> <td data-bbox="1902 531 2190 709">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 531 2294 709">4</td> <td data-bbox="2294 531 2466 709">約18分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 709 1448 772">1.5</td> <td data-bbox="1448 709 1902 772">計器電源が喪失した場合の手段</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 709 2466 772">操作手順1.4と同様</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 772 1448 951">1.6</td> <td data-bbox="1448 772 1902 951">中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)</td> <td data-bbox="1902 772 2190 951">運転員 (中央制御室, 現場)</td> <td data-bbox="2190 772 2294 951">8</td> <td data-bbox="2294 772 2466 951">約30分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 951 1448 1129">1.6</td> <td data-bbox="1448 951 1902 1129">中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)</td> <td data-bbox="1902 951 2190 1129">運転員(現場)</td> <td data-bbox="2190 951 2294 1129">4</td> <td data-bbox="2294 951 2466 1129">約30分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1129 1448 1308">1.6</td> <td data-bbox="1448 1129 1902 1308">中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)</td> <td data-bbox="1902 1129 2190 1308">運転員(現場)</td> <td data-bbox="2190 1129 2294 1308">2</td> <td data-bbox="2294 1129 2466 1308">約30分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1308 1448 1423">1.6</td> <td data-bbox="1448 1308 1902 1423">チェン징ングエリアの設置及び運用手順</td> <td data-bbox="1902 1308 2190 1423">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1308 2294 1423">2</td> <td data-bbox="2294 1308 2466 1423">約60分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1423 1448 1602">1.6</td> <td data-bbox="1448 1423 1902 1602">非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順)</td> <td data-bbox="1902 1423 2190 1602">運転員(現場) 緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1423 2294 1602">4</td> <td data-bbox="2294 1423 2466 1602">1枚あたり 約10時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1602 1448 1717">1.7</td> <td data-bbox="1448 1602 1902 1717">可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定</td> <td data-bbox="1902 1602 2190 1717">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1602 2294 1717">2</td> <td data-bbox="2294 1602 2466 1717">約435分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1717 1448 1833">1.7</td> <td data-bbox="1448 1717 1902 1833">可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</td> <td data-bbox="1902 1717 2190 1833">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1717 2294 1833">2</td> <td data-bbox="2294 1717 2466 1833">約95分</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.4	燃料補給設備による給油(タンクローリ(16kL)による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)※1	緊急時対策要員	2	約90分	1.5	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約18分	1.5	計器電源が喪失した場合の手段	操作手順1.4と同様			1.6	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約30分	1.6	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)	運転員(現場)	4	約30分	1.6	中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)	運転員(現場)	2	約30分	1.6	チェン징ングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分	1.6	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順)	運転員(現場) 緊急時対策要員	4	1枚あたり 約10時間	1.7	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分	1.7	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																					
1.4	燃料補給設備による給油(タンクローリ(16kL)による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)※1	緊急時対策要員	2	約90分																																																					
1.5	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約18分																																																					
1.5	計器電源が喪失した場合の手段	操作手順1.4と同様																																																							
1.6	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約30分																																																					
1.6	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)	運転員(現場)	4	約30分																																																					
1.6	中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)	運転員(現場)	2	約30分																																																					
1.6	チェン징ングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分																																																					
1.6	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順)	運転員(現場) 緊急時対策要員	4	1枚あたり 約10時間																																																					
1.7	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分																																																					
1.7	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																												
	<p>表 2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (2.1 / 2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2466 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 485">1.7</td> <td data-bbox="1448 352 1902 485">可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定</td> <td data-bbox="1902 352 2190 485">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 352 2294 485">2</td> <td data-bbox="2294 352 2466 485">約 95 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 485 1448 617">1.7</td> <td data-bbox="1448 485 1902 617">可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定</td> <td data-bbox="1902 485 2190 617">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 485 2294 617">2</td> <td data-bbox="2294 485 2466 617">約 65 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 617 1448 749">1.7</td> <td data-bbox="1448 617 1902 749">可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定</td> <td data-bbox="1902 617 2190 749">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 617 2294 749">2</td> <td data-bbox="2294 617 2466 749">約 65 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 749 1448 800">1.7</td> <td data-bbox="1448 749 1902 800">海上モニタリング</td> <td data-bbox="1902 749 2190 800">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 749 2294 800">4</td> <td data-bbox="2294 749 2466 800">約 260 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 800 1448 932">1.7</td> <td data-bbox="1448 800 1902 932">可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策</td> <td data-bbox="1902 800 2190 932">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 800 2294 932">2</td> <td data-bbox="2294 800 2466 932">約 335 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 932 1448 1064">1.7</td> <td data-bbox="1448 932 1902 1064">放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策</td> <td data-bbox="1902 932 2190 1064">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 932 2294 1064">2</td> <td data-bbox="2294 932 2466 1064">約 25 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1064 1448 1197">1.7</td> <td data-bbox="1448 1064 1902 1197">可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定</td> <td data-bbox="1902 1064 2190 1197">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1064 2294 1197">2</td> <td data-bbox="2294 1064 2466 1197">約 90 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1197 1448 1346">1.7</td> <td data-bbox="1448 1197 1902 1346">モニタリングポストの電源をモニタリングポスト用発電機から給電する手順等</td> <td data-bbox="1902 1197 2190 1346">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1197 2294 1346">2</td> <td data-bbox="2294 1197 2466 1346">約 110 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1346 1448 1524">1.8</td> <td data-bbox="1448 1346 1902 1524">緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順)</td> <td data-bbox="1902 1346 2190 1524">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1346 2294 1524">2</td> <td data-bbox="2294 1346 2466 1524">約 60 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1524 1448 1703">1.8</td> <td data-bbox="1448 1524 1902 1703">緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順)</td> <td data-bbox="1902 1524 2190 1703">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1524 2294 1703">2</td> <td data-bbox="2294 1524 2466 1703">約 20 分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1703 1448 1822">1.8</td> <td data-bbox="1448 1703 1902 1822">可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1703 2466 1822">操作手順 1.7 と同様</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.7	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 95 分	1.7	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 65 分	1.7	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 65 分	1.7	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約 260 分	1.7	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約 335 分	1.7	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約 25 分	1.7	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約 90 分	1.7	モニタリングポストの電源をモニタリングポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約 110 分	1.8	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順)	緊急時対策要員	2	約 60 分	1.8	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順)	緊急時対策要員	2	約 20 分	1.8	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	操作手順 1.7 と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																										
1.7	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 95 分																																																										
1.7	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 65 分																																																										
1.7	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約 65 分																																																										
1.7	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約 260 分																																																										
1.7	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約 335 分																																																										
1.7	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約 25 分																																																										
1.7	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約 90 分																																																										
1.7	モニタリングポストの電源をモニタリングポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約 110 分																																																										
1.8	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順)	緊急時対策要員	2	約 60 分																																																										
1.8	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順)	緊急時対策要員	2	約 20 分																																																										
1.8	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	操作手順 1.7 と同様																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
	<p>表2.0 重大事故等対策における操作の成立性 (2.2/2.2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1359 268 1448 352">操作手順</th> <th data-bbox="1448 268 1902 352">対応手段</th> <th data-bbox="1902 268 2190 352">要員</th> <th data-bbox="2190 268 2294 352">要員数</th> <th data-bbox="2294 268 2466 352">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 352 1448 569">1.8</td> <td data-bbox="1448 352 1902 569">放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ポンベ)への切替え手順)</td> <td data-bbox="1902 352 2190 569">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 352 2294 569">3</td> <td data-bbox="2294 352 2466 569">約5分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 569 1448 785">1.8</td> <td data-bbox="1448 569 1902 785">放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置(空気ポンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)</td> <td data-bbox="1902 569 2190 785">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 569 2294 785">2</td> <td data-bbox="2294 569 2466 785">約30分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 785 1448 957">1.8</td> <td data-bbox="1448 785 1902 957">放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順)</td> <td data-bbox="1902 785 2190 957">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 785 2294 957">2</td> <td data-bbox="2294 785 2466 957">約30分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 957 1448 1083">1.8</td> <td data-bbox="1448 957 1902 1083">要員の収容に係る手順等(チェンジンゲエリアの設置及び運用手順)</td> <td data-bbox="1902 957 2190 1083">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 957 2294 1083">2</td> <td data-bbox="2294 957 2466 1083">約90分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1083 1448 1255">1.8</td> <td data-bbox="1448 1083 1902 1255">代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)</td> <td data-bbox="1902 1083 2190 1255">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1083 2294 1255">2</td> <td data-bbox="2294 1083 2466 1255">約25分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1255 1448 1472">1.8</td> <td data-bbox="1448 1255 1902 1472">代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)</td> <td data-bbox="1902 1255 2190 1472">緊急時対策要員</td> <td data-bbox="2190 1255 2294 1472">2</td> <td data-bbox="2294 1255 2466 1472">約130分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1472 1448 1535">1.9</td> <td data-bbox="1448 1472 1902 1535">代替電源設備から給電する手順等</td> <td colspan="3" data-bbox="1902 1472 2466 1535">操作手順1.4及び1.8と同様</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ポンベ)への切替え手順)	緊急時対策要員	3	約5分	1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置(空気ポンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	緊急時対策要員	2	約30分	1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順)	緊急時対策要員	2	約30分	1.8	要員の収容に係る手順等(チェンジンゲエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	2	約90分	1.8	代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)	緊急時対策要員	2	約25分	1.8	代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	約130分	1.9	代替電源設備から給電する手順等	操作手順1.4及び1.8と同様			<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																																						
1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ポンベ)への切替え手順)	緊急時対策要員	3	約5分																																						
1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置(空気ポンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	緊急時対策要員	2	約30分																																						
1.8	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順)	緊急時対策要員	2	約30分																																						
1.8	要員の収容に係る手順等(チェンジンゲエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	2	約90分																																						
1.8	代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)	緊急時対策要員	2	約25分																																						
1.8	代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	約130分																																						
1.9	代替電源設備から給電する手順等	操作手順1.4及び1.8と同様																																								

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項</u></p> <p><u>(1) 防災安全GMは、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、手順書を適切に整備し、また、当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。</u></p> <p><u>(2) 各GMは、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 2項に示す手順を整備し、2. 1（1）の要員にこの手順を遵守させる。</u></p> <p><u>(3) 原子力運営管理部長は、本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の2. 1項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>2. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備</u></p> <p><u>防災安全GM及び原子力運営管理部長は、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による緊急時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を確立する。</u></p> <p><u>また、防災安全GMは、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定、並びに、運転員、緊急時対策要員、及び自衛消防隊に対して必要な教育訓練を付加して実施し体制の確立を図る。</u></p> <p><u>(1) 体制の整備</u></p> <p><u>大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び本社対策本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や格納容器の破損等に対応できる体制とする。</u></p> <p><u>大規模損壊の発生により要員の被災等による緊急時の体制が部分的に機能しない場合（中央操作室の機能喪失を含む）においても、対応できるよう体制を確立する。</u></p> <p><u>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員50名、運転員35名*及び自衛消防隊10名の計95名を常時確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。</u></p> <p><u>さらに、発電所構内に常駐する要員により交代要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</u></p> <p><u>※7号炉運転中の場合</u></p> <p><u>ア. 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</u></p> <p><u>大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を確立する。</u></p> <p><u>(ア) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊初期消火班は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</u></p> <p><u>(イ) プルーフ通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員及び5号炉運転員は緊急時対策所、6/7号炉運転員は中央制御室待避室にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部の指示に基づき再参集する。</u></p> <p><u>(ウ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。</u></p> <p><u>イ. 対応拠点</u></p> <p><u>本部長を含む緊急時対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を基本とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペース及び必要に応じて風雨を凌ぐための資機材を活用する。</u></p> <p><u>ウ. 支援体制の確立</u></p> <p><u>(ア) 本社対策本部体制の確立</u></p> <p><u>大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、「1. 1 (1) 体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</u></p> <p><u>(イ) 外部支援体制の確立</u></p> <p><u>大規模損壊発生時における外部支援体制は、「1. 2 (3) 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</u></p> <p><u>(2) 対応要員への教育訓練の実施</u></p> <p><u>防災安全GMは、大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育訓練を実施する。さらに、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。</u></p> <p><u>ア. 力量の付与のための教育訓練</u></p> <p><u>(ア) 重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応</u></p> <p><u>「添付3 1. 1 (2) 教育訓練の実施 ア. 力量の付与のための教育訓練」と同じ。</u></p> <p><u>(イ) その他の大規模損壊対応</u></p> <p><u>防災安全GMは、運転員、緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は、第12条第4項の体制に入るまでに、以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>a. 自衛消防隊</u></p> <p><u>(a) 大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火並びに延焼防止のための消火訓練</u></p> <p><u>b. 運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）</u></p> <p><u>(a) 要員の役割に応じて付与される力量に加え、要員の多能化</u></p> <p><u>c. 原子力防災管理者及びその代行者</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	備考
	<p><u>(a) 大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練</u></p> <p><u>(ウ) 防災安全GMは、(イ) 項に係る設備を設置又は改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに、技術的能力の確認訓練の要素を考慮した確認方法により、力量付与の妥当性を確認する。</u></p> <p><u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練</u></p> <p><u>防災安全GMは、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。</u></p> <p><u>また、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対し、大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、マニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>なお、力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には、以下の内容に限定せず、教育訓練を行う。</u></p> <p><u>(ア) 自衛消防隊に対する以下の操作の教育訓練が、年1回以上実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>a. 大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火並びに延焼防止のための消火訓練</u></p> <p><u>(イ) 運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、要員の多能化を計画的に実施する。</u></p> <p><u>(ウ) 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練を、年1回以上実施する。</u></p> <p><u>ウ. 技術的能力の確認訓練</u></p> <p><u>防災安全GMは、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</u></p> <p><u>防災安全GMは、緊急時対策要員に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、マニュアルに基づき実施する。</u></p> <p><u>(ア) 大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者等と各要員との連携を含めた実効性等を確認するための総合的な訓練について、任意の指揮者等を対象※に年1回以上実施する。</u></p> <p><u>※毎年特定の者に偏らないように配慮する。</u></p> <p><u>(3) 設備及び資機材の配備</u></p> <p><u>ア. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方</u></p> <p><u>各GMは、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。</u></p> <p><u>また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。</u></p> <p><u>(ア) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、基準津波又はそれを超える津波に対して、裕度を有する高台に保管する。</u></p> <p><u>(イ) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</u></p> <p><u>(ウ) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</u></p> <p><u>イ. 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</u></p> <p><u>各GMは、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</u></p> <p><u>(ア) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。</u></p> <p><u>(イ) 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）や放水砲等の消火設備を配備する。</u></p> <p><u>(ウ) 炉心損傷及び格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>(エ) 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。</u></p> <p><u>(オ) 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。</u></p> <p><u>また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。</u></p> <p><u>2. 2 手順書の整備</u></p> <p><u>各GMは、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。</u></p> <p><u>また、原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。</u></p> <p><u>(1) 自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。</u></p> <p><u>(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</u></p> <p><u>(3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</u></p> <p><u>各GMは、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能な風（台風）、低温（凍結）、積雪、火山については、影響を低減するための必要な安全措置を講じることを考慮する。</u></p> <p><u>(4) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>各GMは、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するにあたっては、施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</u></p> <p><u>各GMは、大規模損壊時に対応する手順の整備にあたっては、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</u></p> <p><u>(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</u></p> <p><u>各GMは、大規模損壊の対応にあたっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先とする。</u></p> <p><u>ア. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</u></p> <p><u>当直長は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急事態発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。</u></p> <p><u>また、緊急時対策本部は、原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</u></p> <p><u>自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、非常召集を行った場合、初動対応要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</u></p> <p><u>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするために緊急時対策本部で使用する対応フローを定める。</u></p> <p><u>当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる（ア）、（イ）及び（ウ）項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる（イ）及び（ウ）項を実施する。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</u></p> <p><u>(ア) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合</u></p> <p><u>中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応にあたらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合</u></li> <li><u>・中央制御室と連絡が取れない場合</u></li> <li><u>・運転員による対応操作では限界があり、緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合</u></li> </ul> <p><u>(イ) 当面達成すべき目標の設定</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。</u></p> <p><u>活動にあたっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。</u></p> <p><u>・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに原子炉を停止し、注水することである。</u></p> <p><u>炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。</u></p> <p><u>・炉心損傷が回避できない場合は、格納容器の破損を回避する。</u></p> <p><u>・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</u></p> <p><u>これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p> <p><u>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</u></p> <p><u>(ウ) 個別戦略を選択するための判断フロー</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、(イ) 項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</u></p> <p><u>a. 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水</u></p> <p><u>原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</u></p> <p><u>b. 設定目標：格納容器の破損回避</u></p> <p><u>基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</u></p> <p><u>格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</u></p> <p><u>c. 設定目標：使用済燃料プール水位確保</u></p> <p><u>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</u></p> <p><u>d. 設定目標：放射性物質拡散抑制</u></p> <p><u>炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</u></p> <p><u>イ. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</u></p> <p><u>各GMは、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</u></p> <p><u>(ア) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書</u></p> <p><u>a. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</u></p> <p><u>タービンGMは、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。</u></p> <p><u>また、タービンGM及び防災安全GMは、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>







変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</u></p> <p><u>b. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</u></p> <p><u>各GMは、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の（イ）項から（カ）項、（ス）項及び（セ）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p><u>（a）原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。</u></p> <p><u>（b）原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。</u></p> <p><u>（c）原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。</u></p> <p><u>（d）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却を試みる。</u></p> <p><u>c. 格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</u></p> <p><u>各GMは、格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の（ウ）項から（コ）項、（ス）項及び（セ）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u></p> <p><u>格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p><u>（a）残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</u></p> <p><u>（b）最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサブプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。</u></p> <p><u>（c）格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、格納容器内の減圧及び除熱を行う。</u></p> <p><u>（d）炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により格納容器の圧力及び温度を低下させる。</u></p> <p><u>（e）炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）や熔融炉心と格納容器バウンダリの接触による格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水を行う。</u></p> <p><u>（f）格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制す</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>る。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを格納容器外に排出する手段を有している。</u></p> <p><u>d. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</u></p> <p><u>各GMは、使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の（サ）項及び（ス）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u></p> <p><u>使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p><u>（a）使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。</u></p> <p><u>（b）使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。</u></p> <p><u>（c）使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。</u></p> <p><u>（d）原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。</u></p> <p><u>e. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</u></p> <p><u>各GMは、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書について、以下の（サ）項及び（シ）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u></p> <p><u>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p><u>（a）原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。</u></p> <p><u>（b）その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</u></p> <p><u>（c）放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。</u></p> <p><u>（d）また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。</u></p> <p><u>（イ）「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」</u></p> <p><u>各GMは、重大事故等対策にて整備する表2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>（ウ）「3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」</u></p> <p><u>各GMは、重大事故等対策にて整備する表3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>（エ）「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」</u></p> <p><u>各GMは、重大事故等対策にて整備する表4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を整備する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
	<p><u>(オ)「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表5「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(カ)「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表6「格納容器内の冷却等のための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(キ)「7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表7「格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(ク)「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表8「格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(ケ)「9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表9「水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(コ)「10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表10「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(サ)「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表11「使用済燃料プールの冷却等のための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(シ)「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(ス)「13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(セ)「14. 電源の確保に関する手順等」</u> 各GMは、重大事故等対策にて整備する表14「電源の確保に関する手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(6)各GMは、大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</u></p> <p><u>(7)各GMは、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、原子炉圧力容器への注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</u></p> <p><u>2.3 定期的な評価</u></p> <p><u>(1)各GMは、2.1項及び2.2項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。</u></p> <p><u>(2)防災安全GMは、(1)の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>(3)原子力運営管理部長は、2.1項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"><u>添付 2</u> 管 理 区 域 図</p> <p style="text-align: center;">(第 9 2 条及び第 9 3 条関連)</p> <p>管理区域表示凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> <li> 管理区域※<sup>1</sup></li> <li> 汚染のおそれのない管理区域</li> <li> 管理区域設定・解除予定エリア</li> </ul> <p>※1：第93条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付 4</u> 管 理 区 域 図</p> <p style="text-align: center;">(第 9 2 条及び第 9 3 条関連)</p> <p>管理区域表示凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> <li> 管理区域※<sup>1</sup></li> <li> 汚染のおそれのない管理区域</li> <li> 管理区域設定・解除予定エリア</li> </ul> <p>※1：第93条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。</p>	<p>記載の適正化</p>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"><u>添付3</u> 保 全 区 域 図  (第97条関連)</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付5</u> 保 全 区 域 図  (第97条関連)</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付4</a> 長期保守管理方針                       (第107条の2関連)                 </p>	<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付6</a> 長期保守管理方針                       (第107条の2関連)                 </p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(1) 1号炉 長期保守管理方針（始期：平成27年9月18日，適用期間：10年間） 高経年化対策の観点から充実すべき保守管理の項目はなし※1。</p> <p>(2) 5号炉 長期保守管理方針（始期：令和2年4月10日，適用期間：10年間） 高経年化対策の観点から充実すべき保守管理の項目はなし※1</p> <p>※1：冷温停止状態が維持されることを前提とした評価による。</p>	<p>(1) 1号炉 長期保守管理方針（始期：平成27年9月18日，適用期間：10年間） 高経年化対策の観点から充実すべき保守管理の項目はなし※1。</p> <p>(2) 5号炉 長期保守管理方針（始期：令和2年4月10日，適用期間：10年間） 高経年化対策の観点から充実すべき保守管理の項目はなし※1</p> <p>※1：冷温停止状態が維持されることを前提とした評価による。</p>	