

東北電原運第4号

2022年6月30日

原子力規制委員会 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号

東北電力株式会社

取締役社長 社長執行役員

樋口 康二郎

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の24第1項の規定に基づき、平成25年12月27日付、東北電原運第50号をもって変更認可申請し、平成26年11月10日付、東北電原運第33号をもって補正しました、女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について、下記のとおり補正いたします。

記

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

- ・申請書の変更の内容、変更の理由及び施行期日を添付に示すとおり変更する。

以上

## 1. 変更の内容

昭和58年9月20日付58資庁第13045号で認可を受け、別表のとおり変更認可を受けた女川原子力発電所原子炉施設保安規定の記述を、別添の女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表の変更後欄のとおり変更する。（ただし、下線は含まない。）

## 2. 変更理由

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

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

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

- ・第3条（品質マネジメントシステム計画）
- ・第5条（保安に関する職務）
- ・第7条（原子炉施設保安運営委員会）
- ・第8条（原子炉主任技術者の選任）
- ・第9条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・第11条（構成および定義）
- ・第12条（運転員等の確保）
- ・第12条の2（運転管理業務）
- ・第13条（巡視点検）
- ・第14条（マニュアルの作成）
- ・第16条（原子炉起動前の確認事項）
- ・第17条（火災発生時の体制の整備）

- ・第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）
- ・第17条の6（資機材等の整備（2号炉））
- ・第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第17条の9（電源機能等喪失時の体制の整備（3号炉））
- ・第18条の2（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理（2号炉））
- ・第22条（制御棒のスクラム機能）
- ・第24条（ほう酸水注入系）
- ・第27条（計測および制御設備）
- ・第30条（主蒸気逃がし安全弁）
- ・第32条（非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力監視）
- ・第34条（原子炉停止時冷却系その1）
- ・第35条（原子炉停止時冷却系その2）
- ・第36条（原子炉停止時冷却系その3）
- ・第39条（非常用炉心冷却系その1）
- ・第40条（非常用炉心冷却系その2）
- ・第41条（原子炉隔離時冷却系）
- ・第43条（格納容器および格納容器隔離弁）
- ・第44条（サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁）
- ・第45条（サブプレシヨンプールの平均水温）
- ・第46条（サブプレシヨンプールの水位）
- ・第48条（格納容器の酸素濃度）
- ・第49条（原子炉建屋）
- ・第51条（非常用ガス処理系）
- ・第52条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系）
- ・第53条（高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機

冷却海水系)

- ・第56条 (中央制御室非常用換気空調系)
- ・第57条 (地下水位低下設備)
- ・第58条 (外部電源その1 (2号炉))
- ・第59条 (非常用ディーゼル発電機その1)
- ・第60条 (非常用ディーゼル発電機その2)
- ・第61条 (非常用ディーゼル発電機燃料油等)
- ・第62条 (直流電源その1)
- ・第63条 (直流電源その2)
- ・第64条 (所内電源系統その1)
- ・第65条 (所内電源系統その2)
- ・第66条 (重大事故等対処設備 (2号炉))
- ・第73条 (運転上の制限の確認)
- ・第74条 (運転上の制限を満足しない場合)
- ・第75条 (予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)
- ・第79条 (異常収束後の措置)
- ・第81条 (新燃料の貯蔵)
- ・第86条 (使用済燃料の貯蔵)
- ・第86条の2 (使用済燃料の運搬)
- ・第99条 (周辺監視区域)
- ・第103条 (放射線計測器類の管理)
- ・第107条 (施設管理計画)
- ・第107条の6 (原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針)
- ・第108条の3 (緊急作業従事者の選定)
- ・第110条 (通報経路)
- ・第112条 (通報)
- ・第113条 (緊急体制の発令)

- ・第114条（応急措置）
- ・第116条（緊急体制の解除）
- ・第117条（所員への保安教育）
- ・第118条（協力企業従業員への保安教育）
- ・第212条（原子炉施設の運転員の確保）
- ・第299条（周辺監視区域）
- ・第308条の3（緊急作業従事者の選定）
- ・第310条（通報経路）
- ・第312条（通報）
- ・第313条（緊急体制の発令）
- ・第314条（応急措置）
- ・第316条（緊急体制の解除）
- ・添付1-1（原子炉がスクラムした場合の運転操作手順）
- ・添付1-2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準）
- ・添付1-3（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準）
- ・添付1-4（管理区域図）
- ・添付1-5（保全区域図）

（2）実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

平成29年12月14日に施行された実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則により，第92条第1項第21項の2において，火山影響等発生時の体制の整備があらたに求められたことから，以下の新規条文の追加及び関連する保安規定条文の変更を行う。

- ・第3条（品質マネジメントシステム計画）
- ・第5条（保安に関する職務）
- ・第7条（原子炉施設保安運営委員会）

- ・第 9 条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・第 14 条（マニュアルの作成）
- ・第 17 条の 3（火山影響等発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第 79 条（異常収束後の措置）
- ・第 117 条（所員への保安教育）
- ・添付 1－2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準）

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

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

- ・第 3 条（品質マネジメントシステム計画）
- ・第 5 条（保安に関する職務）
- ・第 7 条（原子炉施設保安運営委員会）
- ・第 9 条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・第 14 条（マニュアルの作成）
- ・第 17 条の 5（有毒ガス発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第 17 条の 7（重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））
- ・第 79 条（異常収束後の措置）
- ・第 117 条（所員への保安教育）
- ・添付 1－2（火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準）
- ・添付 1－3（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準）

（4）記載の適正化

保安規定全般について、記載の適正化のため変更する。

- ・ 第 3 条（品質マネジメントシステム計画）
- ・ 第 5 条（保安に関する職務）
- ・ 第 7 条（原子炉施設保安運営委員会）
- ・ 第 9 条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・ 第 9 条 2（電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等）
- ・ 第 1 3 条（巡視点検）
- ・ 第 1 4 条（マニュアルの作成）
- ・ 第 1 5 条（引継および通知）
- ・ 第 2 1 条（制御棒の動作確認）
- ・ 第 2 7 条（計測および制御設備）
- ・ 第 2 9 条（ジェットポンプ）
- ・ 第 3 9 条（非常用炉心冷却系その 1）
- ・ 第 4 0 条（非常用炉心冷却系その 2）
- ・ 第 5 2 条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系）
- ・ 第 5 3 条（高圧炉心スプレー補機冷却水系および高圧炉心スプレー補機冷却海水系）
- ・ 第 5 4 条（使用済燃料プールの水位・水温）
- ・ 第 5 5 条（燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位）
- ・ 第 5 6 条（中央制御室非常用換気空調系）
- ・ 第 5 8 条の 2（外部電源その 2（3号炉））
- ・ 第 5 8 条の 3（外部電源その 3（3号炉））
- ・ 第 5 9 条（非常用ディーゼル発電機その 1）
- ・ 第 6 0 条（非常用ディーゼル発電機その 2）
- ・ 第 6 1 条（非常用ディーゼル発電機燃料油等）
- ・ 第 6 2 条（直流電源その 1）
- ・ 第 6 3 条（直流電源その 2）

- ・第64条（所内電源系統その1）
- ・第65条（所内電源系統その2）
- ・第68条（原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き）
- ・第70条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）
- ・第74条（運転上の制限を満足しない場合）
- ・第76条（運転上の制限に関する記録）
- ・第85条（燃料移動）
- ・第88条（放射性固体廃棄物の管理）
- ・第88条の3（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）
- ・第89条（放射性液体廃棄物の管理）
- ・第93条（管理区域の設定および解除）
- ・第94条（管理区域内における区域区分）
- ・第98条（保全区域）
- ・第107条（施設管理計画）
- ・第108条（原子力防災組織）
- ・第108条の2（原子力防災組織の要員）
- ・第108条の3（緊急作業従事者の選定）
- ・第109条（原子力防災資機材の整備）
- ・第110条（通報経路）
- ・第111条（緊急時演習）
- ・第112条（通報）
- ・第113条（緊急体制の発令）
- ・第114条（応急措置）
- ・第115条（緊急時における活動）
- ・第115条の2（緊急作業従事者の線量管理等）
- ・第116条（緊急体制の解除）
- ・第117条（所員への保安教育）



- ・第118条（協力企業従業員への保安教育）
- ・第119条（記録）
- ・第120条（報告）
- ・第203条（品質マネジメントシステム計画）
- ・第207条（原子炉施設保安運営委員会）
- ・第209条（廃止措置主任者の職務等）
- ・第212条の2（運転管理業務）
- ・第217条（地震・火災等発生時の対応）
- ・第217条の9（電源機能喪失時等の体制の整備）
- ・第254条（使用済燃料プールの水位・水温）
- ・第273条（施設運用上の基準の確認）
- ・第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）
- ・第288条（放射性固体廃棄物の管理）
- ・第288条の3（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）
- ・第289条（放射性液体廃棄物の管理）
- ・第293条（管理区域の設定および解除）
- ・第294条（管理区域内における区域区分）
- ・第298条（保全区域）
- ・第307条（施設管理計画）
- ・第308条（原子力防災組織）
- ・第308条の2（原子力防災組織の要員）
- ・第308条の3（緊急作業従事者の選定）
- ・第309条（原子力防災資機材の整備）
- ・第310条（通報経路）
- ・第311条（緊急時演習）
- ・第312条（通報）
- ・第313条（緊急体制の発令）

- ・第314条（応急措置）
- ・第315条（緊急時における活動）
- ・第315条の2（緊急作業従事者の線量管理等）
- ・第316条（緊急体制の解除）
- ・第317条（所員への保安教育）
- ・第318条（協力企業従業員への保安教育）
- ・第319条（記録）
- ・第320条（報告）
- ・添付1-1（原子炉がスクラムした場合の運転操作手順）
- ・添付1-4（管理区域図）
- ・添付1-5（保全区域図）
- ・添付2-4（管理区域図）
- ・添付2-5（保全区域図）

### 3. 施行期日

（1）本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

（2）本規定施行の際、各原子炉施設に係る規定については、各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

なお、第8条（原子炉主任技術者の選任）、第12条（運転員等の確保）、第17条（火災発生時の体制の整備）、第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）、第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の6（資機材等の整備（2号炉））、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉））

については、教育訓練に係る規定を除き 2 号炉の発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期における各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、それ以降に実施する使用前事業者検査の対象となる設備に係る規定については当該検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

(3) 3 号炉については、原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う関係規則の整備に関する規則の施行に伴う原子炉設置変更の許可および原子炉施設保安規定変更の施行までの間、原子炉への燃料の装荷は行わない。

(4) 第 60 条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または大容量電源装置を非常用発電設備とみなすことができる。

以 上

## 女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可の経緯

	認 可 年 月 日	認 可 証 番 号
1	昭和59年7月24日	59資庁第9848号
2	昭和63年2月4日	62資庁第16331号
3	平成元年2月27日	元資庁第679号
4	平成元年3月31日	元資庁第3497号
5	平成元年5月9日	元資庁第4554号
6	平成2年2月19日	2資庁第1412号
7	平成2年3月23日	2資庁第1878号
8	平成5年4月16日	5資庁第3048号
9	平成5年10月7日	5資庁第10275号
10	平成6年9月26日	6資庁第9665号
11	平成7年7月19日	7資庁第8462号
12	平成7年12月6日	7資庁第12272号
13	平成11年4月20日	平成11・02・18資第15号
14	平成12年1月26日	平成11・12・21資第31号
15	平成12年5月19日	平成12・04・12資第23号
16	平成13年1月5日	平成12・08・31資第8号
17	平成13年2月23日	平成13・01・19原第1号
18	平成13年3月30日	平成13・03・23原第2号
19	平成13年7月25日	平成13・07・02原第12号
20	平成13年10月11日	平成13・09・19原第1号
21	平成13年12月18日	平成13・11・29原第7号
22	平成14年7月15日	平成14・06・21原第2号
23	平成14年10月22日	平成14・09・27原第6号
24	平成15年3月19日	平成15・03・11原第9号
25	平成15年7月1日	平成15・06・26原第6号
26	平成16年5月20日	平成15・12・24原第18号
27	平成16年8月31日	平成16・08・11原第13号
28	平成16年12月17日	平成16・11・17原第11号
29	平成17年11月28日	平成17・11・07原第4号
30	平成18年2月22日	平成18・01・27原第12号
31	平成18年10月27日	平成18・10・12原第4号
32	平成19年6月12日	平成19・05・18原第3号
33	平成19年12月13日	平成19・09・28原第35号
34	平成19年12月13日	平成19・11・30原第20号
35	平成20年6月18日	平成20・05・28原第8号
36	平成20年8月22日	平成20・07・11原第8号
37	平成20年12月12日	平成20・10・31原第4号
38	平成21年10月14日	平成21・08・17原第5号
39	平成22年1月22日	平成21・12・17原第1号
40	平成23年6月1日	平成23・04・08原第35号

	認 可 年 月 日	認 可 証 番 号
41	平 成 23年 6月 1日	平成23・04・22原第10号
42	平 成 23年 6月 15日	平成23・05・19原第16号
43	平 成 24年 9月 6日	20120731原 第 68号
44	平 成 25年 7月 5日	原管 B 発 第1307047号
45	平 成 26年 1月 28日	原管 B 発 第1401281号
46	平 成 26年 5月 21日	原規規発 第1405212号
欠番	—	—
48	平 成 26年 6月 24日	原規規発 第1406241号
49	平 成 28年 3月 24日	原規規発 第1603245号
50	平 成 29年 6月 30日	原規規発 第1706302号
51	平 成 30年 2月 6日	原規規発 第1802067号
52	平 成 31年 2月 15日	原規規発 第1902153号
53	令 和 元 年 6月 3日	原規規発 第19060310号
54	令 和 2年 3月 18日	原規規発 第2003182号
55	令 和 2年 9月 17日	原規規発 第2009179号
56	令 和 3年 5月 18日	原規規発 第2105182号

別 添

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

変更前

変更後

理由

女川原子力発電所  
原子炉施設保安規定

2021年7月

東北電力株式会社

女川原子力発電所  
原子炉施設保安規定

\_\_年\_\_月

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第1章 総則</b></p> <p>(目的)                      第1条 この規定第1編は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の24第1項の規定に基づき、運転段階の女川原子力発電所2号炉および3号炉発電用原子炉施設（以下、本編において「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下、本編において「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）または発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第1章 総則</b></p> <p>(目的)                      第1条 この規定第1編は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の24第1項の規定に基づき、運転段階の女川原子力発電所2号炉および3号炉発電用原子炉施設（以下、本編において「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下、本編において「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）または発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p>変更なし</p>



女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p>(基本方針)                      第2条 女川原子力発電所（以下「発電所」という。）における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p>	<p>(基本方針)                      第2条 女川原子力発電所（以下「発電所」という。）における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2 社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするための方針を定めるとともに、必要に応じ方針を改定する。</p> <p>2. 原子力本部長は、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするため「原子力QMS 安全文化管理要領」を定める。</p> <p>3. 原子力本部長および原子力審査室長は、第2項に定める要領に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の社長の方針に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を、年度毎に策定する。</p> <p>(2) 関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を、社長に報告し、指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の評価結果および指示を、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>4. 第4条の保安に関する組織は、第3項(1)の活動計画に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識定着に係る活動を実施する。</p>	<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2 社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするための方針を定めるとともに、必要に応じ方針を改定する。</p> <p>2. 原子力本部長は、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするため「原子力QMS 安全文化管理要領」を定める。</p> <p>3. 原子力本部長および原子力審査室長は、第2項に定める要領に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の社長の方針に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を、年度毎に策定する。</p> <p>(2) 関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を、社長に報告し、指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の評価結果および指示を、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>4. 第4条の保安に関する組織は、第3項(1)の活動計画に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識定着に係る活動を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質マネジメントシステム</b></p> <p>（品質マネジメントシステム計画）</p> <p>第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>1. 目的                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」および「同規則の解釈」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義                  本品質マネジメントシステム計画における用語の定義は、以下に定めるものの他品管規則に従う。</p> <p>(1) 原子炉施設                  原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。</p> <p>(2) ニューシア                  原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。</p> <p>(3) BWR事業者協議会                  国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条および第107条において同じ。）</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 第4条に定める組織（以下、本編において「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する（保安活動の目的が達成される蓋然性が高い計画を立案し、計画どおりに保安活動を実施した結果、計画段階で意図した効果を維持していることをいう。）ため、その改善を継続的に行う（品質マネジメントシステムに基づき実施した一連のプロセスの運用の結果、原子力の安全の確保が維持されているとともに、不適合その他の事象について品質マネジメントシステムに起因する原因を究明し、是正処置や未然防止処置を通じて原因の除去を行うこと等により、当該システムの改善を継続的に行うことをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度（事故が発生した場合に原子炉施設から放出される放射性物質が人と環境に及ぼす影響の度合いに応じた、a.、b.およびc.に掲げる事項を考慮した原子炉施設における保安活動の管理の重み付けをいう。）に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮し、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）を参考に、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度について、表3-1に記載の「原子力QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定し、グレード分けを行う。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、または個別業務の重要度およびこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設もしくは機器等の品質または保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるものおよびこれらに関連する潜在的影響の大きさ（原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある自然現象や人為による事象（故意によるものを除く。）およびそれらにより生じ得る影響や結果の大きさをいう。）</p> <p>c. 機器等の故障もしくは通常想定されない事象（設計上考慮していないまたは考慮して</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質マネジメントシステム</b></p> <p>（品質マネジメントシステム計画）</p> <p>第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>1. 目的                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」および「同規則の解釈」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義                  本品質マネジメントシステム計画における用語の定義は、以下に定めるものの他品管規則に従う。</p> <p>(1) 原子炉施設                  原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。</p> <p>(2) ニューシア                  原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。</p> <p>(3) BWR事業者協議会                  国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条および第107条において同じ。）</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>(1) 第4条に定める組織（以下、本編において「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する（保安活動の目的が達成される蓋然性が高い計画を立案し、計画どおりに保安活動を実施した結果、計画段階で意図した効果を維持していることをいう。）ため、その改善を継続的に行う（品質マネジメントシステムに基づき実施した一連のプロセスの運用の結果、原子力の安全の確保が維持されているとともに、不適合その他の事象について品質マネジメントシステムに起因する原因を究明し、是正処置や未然防止処置を通じて原因の除去を行うこと等により、当該システムの改善を継続的に行うことをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度（事故が発生した場合に原子炉施設から放出される放射性物質が人と環境に及ぼす影響の度合いに応じた、a.、b.およびc.に掲げる事項を考慮した原子炉施設における保安活動の管理の重み付けをいう。）に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮し、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）を参考に、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度について、表3-1に記載の「原子力QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定し、グレード分けを行う。</p> <p>a. 原子炉施設、組織、または個別業務の重要度およびこれらの複雑さの程度</p> <p>b. 原子炉施設もしくは機器等の品質または保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるものおよびこれらに関連する潜在的影響の大きさ（原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある自然現象や人為による事象（故意によるものを除く。）およびそれらにより生じ得る影響や結果の大きさをいう。）</p> <p>c. 機器等の故障もしくは通常想定されない事象（設計上考慮していないまたは考慮して</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>も発生し得る事象（人的過誤による作業の失敗等）をいう。）の発生または保安活動が不適切に計画され、もしくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下、本編において「関係法令」という。）を明確に認識し、品質規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p> <p>(4) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報および当該プロセスの運用により達成される結果を表3-1に示す文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序および相互の関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図3-1に明確に示す。</p> <p>c. プロセスの運用および管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下、本編において「保安活動指標」という。）ならびに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>なお、保安活動指標には、安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。</p> <p>d. プロセスの運用ならびに監視および測定（以下、本編において「監視測定」という。）に必要な資源および情報が利用できる体制を確保する（責任および権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、および実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。</p> <p>g. プロセスおよび組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、および維持する。これは、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組みを通じて、次の状態を目指していることをいう。</p> <p>a. 原子力の安全および安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。</p> <p>b. 風通しの良い組織文化が形成されている。</p> <p>c. 要員が、自ら行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。</p> <p>d. すべての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。</p> <p>e. 要員が、常に問いかける姿勢および学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。</p> <p>f. 原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。</p> <p>g. 安全文化に関する内部監査および自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。</p> <p>h. 原子力の安全にはセキュリティが関係する可能性があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。</p> <p>(6) 組織は、機器等または個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下、本編において「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化 4.2.1 一般 組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。品質マネジメントシステム文書体系図を図3-2に示す。</p>	<p>も発生し得る事象（人的過誤による作業の失敗等）をいう。）の発生または保安活動が不適切に計画され、もしくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下、本編において「関係法令」という。）を明確に認識し、品質規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</p> <p>(4) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報および当該プロセスの運用により達成される結果を表3-1に示す文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序および相互の関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図3-1に明確に示す。</p> <p>c. プロセスの運用および管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下、本編において「保安活動指標」という。）ならびに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>なお、保安活動指標には、安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。</p> <p>d. プロセスの運用ならびに監視および測定（以下、本編において「監視測定」という。）に必要な資源および情報が利用できる体制を確保する（責任および権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、および実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。</p> <p>g. プロセスおよび組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、および維持する。これは、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組みを通じて、次の状態を目指していることをいう。</p> <p>a. 原子力の安全および安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。</p> <p>b. 風通しの良い組織文化が形成されている。</p> <p>c. 要員が、自ら行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。</p> <p>d. すべての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。</p> <p>e. 要員が、常に問いかける姿勢および学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。</p> <p>f. 原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。</p> <p>g. 安全文化に関する内部監査および自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。</p> <p>h. 原子力の安全にはセキュリティが関係する可能性があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。</p> <p>(6) 組織は、機器等または個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下、本編において「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化 4.2.1 一般 組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。品質マネジメントシステム文書体系図を図3-2に示す。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル 本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施および管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>a. 表3-1に示す二次文書</p> <p>b. 表3-1に示す二次文書で規定する品質マネジメント文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する表3-1に示す品質マネジメント文書および品管規則の要求事項に基づき作成する指示書、図面等（以下、本編において「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル 組織は、品質マニュアルである本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程に、次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係（図3-1参照）</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、次の事項を含む、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>a. 組織として承認されていない文書の使用、または適切ではない変更の防止</p> <p>b. 文書の組織外への流出等の防止</p> <p>c. 品質マネジメント文書の発行および改訂に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置ならびに当該発行および改訂を承認した者に関する情報の維持</p> <p>(2) 組織は、要員が判断および決定をするにあたり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう（文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。）、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた表3-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するにあたり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂にあたり、その妥当性を審査し、改訂を承認する（a.と同様に改訂の妥当性を審査し、承認することをいう。）こと。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査および評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門（第4条に規定する組織の最小単位をいう。）の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容および最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版または改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索および廃棄に関し、所要の管理の方法を、表3-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に定める。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p>	<p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル 本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程</p> <p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施および管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>a. 表3-1に示す二次文書</p> <p>b. 表3-1に示す二次文書で規定する品質マネジメント文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する表3-1に示す品質マネジメント文書および品管規則の要求事項に基づき作成する指示書、図面等（以下、本編において「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル 組織は、品質マニュアルである本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程に、次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係（図3-1参照）</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、次の事項を含む、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>a. 組織として承認されていない文書の使用、または適切ではない変更の防止</p> <p>b. 文書の組織外への流出等の防止</p> <p>c. 品質マネジメント文書の発行および改訂に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置ならびに当該発行および改訂を承認した者に関する情報の維持</p> <p>(2) 組織は、要員が判断および決定をするにあたり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう（文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。）、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた表3-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するにあたり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂にあたり、その妥当性を審査し、改訂を承認する（a.と同様に改訂の妥当性を審査し、承認することをいう。）こと。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査および評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門（第4条に規定する組織の最小単位をいう。）の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容および最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版または改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索および廃棄に関し、所要の管理の方法を、表3-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に定める。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p>	

変更前	変更後	理由
<p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ                      社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 品質方針を定めること。</li> <li>(2) 品質目標が定められているようにすること。</li> <li>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、および維持することに貢献できるようにすること（要員が健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう。）。</li> <li>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</li> <li>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</li> <li>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</li> <li>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</li> <li>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位および説明する責任を考慮して確実に実行されるようにすること。</li> </ol> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視                      社長は、組織の意思決定にあたり、機器等および個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針                      社長は、品質方針（健全な安全文化を育成し、および維持することに関するものを含む。この場合において、技術的、人的および組織的要因ならびにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定していること。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 組織の目的および状況に対して適切なものであること（組織運営に関する方針と整合的なものであることを含む。）。</li> <li>(2) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。</li> <li>(3) 品質目標を定め、評価するにあたっての枠組みとなるものであること。</li> <li>(4) 要員に周知され、理解されていること。</li> <li>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</li> </ol> <p>5.4 計画                      5.4.1 品質目標                      (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。これには、品質目標を達成するための計画として、次の事項を含む。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 実施事項</li> <li>b. 必要な資源</li> <li>c. 責任者</li> <li>d. 実施事項の完了時期</li> <li>e. 結果の評価方法</li> </ol> <p>(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得る（品質目標の達成状況を監視測定し、その達成状況を評価できる状態にあること）のものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画                      (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施にあたっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 社長は、プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。こ</p>	<p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ                      社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 品質方針を定めること。</li> <li>(2) 品質目標が定められているようにすること。</li> <li>(3) 要員が、健全な安全文化を育成し、および維持することに貢献できるようにすること（要員が健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう。）。</li> <li>(4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。</li> <li>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</li> <li>(6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</li> <li>(7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。</li> <li>(8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位および説明する責任を考慮して確実に実行されるようにすること。</li> </ol> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視                      社長は、組織の意思決定にあたり、機器等および個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針                      社長は、品質方針（健全な安全文化を育成し、および維持することに関するものを含む。この場合において、技術的、人的および組織的要因ならびにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定していること。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 組織の目的および状況に対して適切なものであること（組織運営に関する方針と整合的なものであることを含む。）。</li> <li>(2) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。</li> <li>(3) 品質目標を定め、評価するにあたっての枠組みとなるものであること。</li> <li>(4) 要員に周知され、理解されていること。</li> <li>(5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</li> </ol> <p>5.4 計画                      5.4.1 品質目標                      (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。これには、品質目標を達成するための計画として、次の事項を含む。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 実施事項</li> <li>b. 必要な資源</li> <li>c. 責任者</li> <li>d. 実施事項の完了時期</li> <li>e. 結果の評価方法</li> </ol> <p>(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得る（品質目標の達成状況を監視測定し、その達成状況を評価できる状態にあること）のものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画                      (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施にあたっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 社長は、プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。こ</p>	

変更前	変更後	理由
<p>の場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの変更の目的および当該変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価、ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任および権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限およびコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任および権限</p> <p>社長は、第5条、第9条および第9条の2に定める責任（担当業務に応じて、組織の内外に対し保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限ならびに部門相互間の業務の手順（部門間で連携が必要な業務のプロセスにおいて、業務（情報の伝達を含む。）が停滞し、断続することなく遂行できる仕組みをいう。）を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力本部長を組織（原子力考査室を除く。）の品質マネジメントシステムを管理する責任者、原子力考査室長を内部監査部門の品質マネジメントを管理する責任者（以下「品質マネジメントシステム管理責任者」という。）として任命する。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステム管理責任者に、次に掲げる業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況およびその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、および維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下、本編において「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>なお、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置いて、その業務を行わせることができる。この場合において、当該責任者の責任および権限は、文書で明確に定める。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任および権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由およびその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢および学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係るものを含む。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステム</p>	<p>の場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの変更の目的および当該変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価、ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任および権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限およびコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任および権限</p> <p>社長は、第5条、第9条および第9条の2に定める責任（担当業務に応じて、組織の内外に対し保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限ならびに部門相互間の業務の手順（部門間で連携が必要な業務のプロセスにおいて、業務（情報の伝達を含む。）が停滞し、断続することなく遂行できる仕組みをいう。）を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力本部長を組織（原子力考査室を除く。）の品質マネジメントシステムを管理する責任者、原子力考査室長を内部監査部門の品質マネジメントを管理する責任者（以下「品質マネジメントシステム管理責任者」という。）として任命する。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステム管理責任者に、次に掲げる業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況およびその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、および維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下、本編において「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>なお、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置いて、その業務を行わせることができる。この場合において、当該責任者の責任および権限は、文書で明確に定める。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任および権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由およびその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢および学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係るものを含む。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステム</p>	

変更前	変更後	理由
<p>の実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。)で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>(2) 組織は、品質マネジメントシステムの運営に必要なコミュニケーションが必要に応じて行われる場や仕組みを決め、実行するため、表3-1に記載の「原子力QMS 内部コミュニケーション要領」を定める。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織が外部の組織または者から監査、評価を受ける外部監査（安全文化の外部評価を含む。）の結果（外部監査を受けた場合に限る。）、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む、組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況（JIS Q9001の「プロセスのパフォーマンスならびに製品およびサービスの適合の状況」および「プロセスの監視測定で得られた結果」に相当するものをいう。）</p> <p>(4) 使用前事業者検査および定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）ならびに自主検査等の結果。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成および維持の状況（内部監査による安全文化の育成および維持の取組状況に係る評価の結果ならびに管理者による安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合ならびに是正処置および未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）ならびに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門または要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムおよびプロセスの実効性の維持に必要な改善（改善の機会を得て実施される組織の業務遂行能力を向上させるための活動をいう。）</p> <p>b. 個別業務に関する計画および個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成および維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野およ</p>	<p>の実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。)で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>(2) 組織は、品質マネジメントシステムの運営に必要なコミュニケーションが必要に応じて行われる場や仕組みを決め、実行するため、表3-1に記載の「原子力QMS 内部コミュニケーション要領」を定める。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織が外部の組織または者から監査、評価を受ける外部監査（安全文化の外部評価を含む。）の結果（外部監査を受けた場合に限る。）、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む、組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況（JIS Q9001の「プロセスのパフォーマンスならびに製品およびサービスの適合の状況」および「プロセスの監視測定で得られた結果」に相当するものをいう。）</p> <p>(4) 使用前事業者検査および定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）ならびに自主検査等の結果。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成および維持の状況（内部監査による安全文化の育成および維持の取組状況に係る評価の結果ならびに管理者による安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合ならびに是正処置および未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）ならびに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門または要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムおよびプロセスの実効性の維持に必要な改善（改善の機会を得て実施される組織の業務遂行能力を向上させるための活動をいう。）</p> <p>b. 個別業務に関する計画および個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成および維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野およ</p>	



変更前	変更後	理由
<p>び強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。)</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め（本品質マネジメントシステム計画の事項を実施するために必要な資源を特定した上で、組織の内部で保持すべき資源と組織の外部から調達できる資源（組織の外部から調達する者を含む。）とを明確にし、それを定めていることをいう。）、これを確保し、および管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備およびサービスの体系（JIS Q9001の「インフラストラクチャ」をいう。）</p> <p>(3) 作業環境（作業場所の放射線量、温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。）</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保および教育訓練</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に必要な技能および経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識および技能ならびにそれを適用する能力（以下「力量」という。また、力量には、組織が必要とする技術的、人的および組織的側面に関する知識を含む。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、表3-1に記載の「原子力QMS 力量、教育・訓練および認識要領」または「原子力QMS 内部監査員の力量、教育・訓練および認識要領」を確立し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置（必要な力量を有する要員を新たに配属し、または雇用することを含む。）を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定および個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 業務の計画および実施要領」に基づき、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定する(4.1(2)c.を考慮して計画を策定することを含む。)とともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性（業務計画を変更する場合の整合性を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定または変更（プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うにあたり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定または変更の目的および当該計画の策定または変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 機器等または個別業務に係る品質目標および個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等または個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書および資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認および監視測定ならびにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下、本編において「合否判定基準」という。）</p>	<p>び強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。)</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め（本品質マネジメントシステム計画の事項を実施するために必要な資源を特定した上で、組織の内部で保持すべき資源と組織の外部から調達できる資源（組織の外部から調達する者を含む。）とを明確にし、それを定めていることをいう。）、これを確保し、および管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備およびサービスの体系（JIS Q9001の「インフラストラクチャ」をいう。）</p> <p>(3) 作業環境（作業場所の放射線量、温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。）</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保および教育訓練</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に必要な技能および経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識および技能ならびにそれを適用する能力（以下「力量」という。また、力量には、組織が必要とする技術的、人的および組織的側面に関する知識を含む。）が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、表3-1に記載の「原子力QMS 力量、教育・訓練および認識要領」または「原子力QMS 内部監査員の力量、教育・訓練および認識要領」を確立し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置（必要な力量を有する要員を新たに配属し、または雇用することを含む。）を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定および個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 業務の計画および実施要領」に基づき、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定する(4.1(2)c.を考慮して計画を策定することを含む。)とともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性（業務計画を変更する場合の整合性を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定または変更（プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うにあたり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定または変更の目的および当該計画の策定または変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 機器等または個別業務に係る品質目標および個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等または個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書および資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認および監視測定ならびにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下、本編において「合否判定基準」という。）</p>	

変更前	変更後	理由
<p>e. 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。</p> <p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p> <p>組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>(1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等または個別業務に必要な要求事項</p> <p>(2) 関係法令</p> <p>(3) (1)および(2)に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するにあたり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等</p> <p>組織は、組織の外部の者からの情報の収集および組織の外部の者への情報の伝達のために、次の事項を含む、実効性のある方法を表3-1に記載の「原子力QMS 外部コミュニケーション要領」で明確に定め、これを実施する。</p> <p>(1) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p> <p>(2) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>(3) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>(4) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 設計・開発要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下、本編において「設計開発計画」という。）を策定する（不適合および予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c.の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）とともに、設計開発を管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェアおよび手順書等に関する設計開発を含む。この場合において、原子力の安全のために重要な手順書等の設計開発については、新規制定の場合に加え、重要な変更がある場合にも行う必要がある。</p> <p>(2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証および妥当性確認の方法ならびに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限</p> <p>d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効性のある情報の伝達ならびに責任および権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p>	<p>e. 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。</p> <p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p> <p>組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>(1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等または個別業務に必要な要求事項</p> <p>(2) 関係法令</p> <p>(3) (1)および(2)に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するにあたり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等</p> <p>組織は、組織の外部の者からの情報の収集および組織の外部の者への情報の伝達のために、次の事項を含む、実効性のある方法を表3-1に記載の「原子力QMS 外部コミュニケーション要領」で明確に定め、これを実施する。</p> <p>(1) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p> <p>(2) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>(3) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>(4) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計開発</p> <p>組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 設計・開発要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下、本編において「設計開発計画」という。）を策定する（不適合および予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c.の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）とともに、設計開発を管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェアおよび手順書等に関する設計開発を含む。この場合において、原子力の安全のために重要な手順書等の設計開発については、新規制定の場合に加え、重要な変更がある場合にも行う必要がある。</p> <p>(2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証および妥当性確認の方法ならびに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限</p> <p>d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効性のある情報の伝達ならびに責任および権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能および性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用および個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下、本編において「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者および当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する（設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に移行する前に、当該設計開発に係る個別業務等要求事項への適合性の確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下、本編において「設計開発妥当性確認」という。）を実施する（機器等の設置後でなければ妥当性確認を行うことができない場合において、当該機器等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	<p>(4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能および性能に係る要求事項</p> <p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用および個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下、本編において「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者および当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する（設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に移行する前に、当該設計開発に係る個別業務等要求事項への適合性の確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下、本編において「設計開発妥当性確認」という。）を実施する（機器等の設置後でなければ妥当性確認を行うことができない場合において、当該機器等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うにあたり、あらかじめ、審査、検証および妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は、(2)の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 調達管理要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、調達する物品または役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者および調達物品等に適用される管理の方法（調達物品等が調達物品等要求事項に適合していることを確認する適切な方法（機器単位の検証、調達物品等の妥当性確認等の方法）をいう。）および程度を定める。ここで、管理の方法および程度には、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。なお、この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法および程度を定める。</p> <p>(3) 組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等の供給者の評価および選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 組織は、(3)の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持または運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得および当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセスおよび設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告（偽造品または模造品等の報告を含む。）および処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、および維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するにあたっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するにあたり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	<p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うにあたり、あらかじめ、審査、検証および妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は、(2)の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>組織は、表3-1に記載の「原子力QMS 調達管理要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、調達する物品または役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者および調達物品等に適用される管理の方法（調達物品等が調達物品等要求事項に適合していることを確認する適切な方法（機器単位の検証、調達物品等の妥当性確認等の方法）をいう。）および程度を定める。ここで、管理の方法および程度には、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。なお、この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法および程度を定める。</p> <p>(3) 組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等の供給者の評価および選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 組織は、(3)の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持または運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得および当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセスおよび設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告（偽造品または模造品等の報告を含む。）および処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、および維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するにあたっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するにあたり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領および調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p> <p>7.5 個別業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報（保安のために使用する機器等または実施する個別業務の特性および当該機器等の使用または個別業務の実施により達成すべき結果を含む。）が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 本品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p> <p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査および承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認および要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認（対象となる個別業務計画の変更時の再確認および一定期間が経過した後に行う定期的な再確認を含む。）の方法</p> <p>7.5.3 識別管理およびトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、個別業務計画および個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等および個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 組織は、トレーサビリティ（機器等の使用または個別業務の実施に係る履歴、適用または所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等または個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品（JIS Q9001の「顧客または外部提供者の所有物」をいう。）を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管および保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、機器等または個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定お</p>	<p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領および調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p> <p>7.5 個別業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報（保安のために使用する機器等または実施する個別業務の特性および当該機器等の使用または個別業務の実施により達成すべき結果を含む。）が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 本品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p> <p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査および承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認および要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認（対象となる個別業務計画の変更時の再確認および一定期間が経過した後に行う定期的な再確認を含む。）の方法</p> <p>7.5.3 識別管理およびトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、個別業務計画および個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等および個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 組織は、トレーサビリティ（機器等の使用または個別業務の実施に係る履歴、適用または所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等または個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品（JIS Q9001の「顧客または外部提供者の所有物」をいう。）を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管および保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、機器等または個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定お</p>	

変更前	変更後	理由
<p>よび当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、または使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正または検証の根拠について記録する方法）により校正または検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持および保管の間、損傷および劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備および(4)の不適合により影響を受けた機器等または個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用にあたり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価および改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価および改善</p> <p>(1) 組織は、監視測定、分析、評価および改善に係るプロセス（取り組むべき改善に係る部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し、実施する。</p> <p>(2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする（要員が情報を容易に取得し、改善活動に用いることができる体制があることをいう。）。</p> <p>8.2 監視および測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の意見の把握および当該意見の反映に係る方法を表3-1に記載の「原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 本品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施および実効性の維持</p> <p>(2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法および責任を定める。</p> <p>(3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下、本編において「領域」という。）の状態および重要性ならびに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、および実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定および内部監査の実施においては、客観性および公平性を確保する。</p> <p>(5) 組織は、内部監査員または管理者に自らの個別業務または管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 組織は、内部監査実施計画の策定および実施ならびに内部監査結果の報告ならびに記録の作</p>	<p>よび当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、または使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正または検証の根拠について記録する方法）により校正または検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持および保管の間、損傷および劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備および(4)の不適合により影響を受けた機器等または個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用にあたり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価および改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価および改善</p> <p>(1) 組織は、監視測定、分析、評価および改善に係るプロセス（取り組むべき改善に係る部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し、実施する。</p> <p>(2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする（要員が情報を容易に取得し、改善活動に用いることができる体制があることをいう。）。</p> <p>8.2 監視および測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の意見の把握および当該意見の反映に係る方法を表3-1に記載の「原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 本品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施および実効性の維持</p> <p>(2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法および責任を定める。</p> <p>(3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下、本編において「領域」という。）の状態および重要性ならびに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、および実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 組織は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定および内部監査の実施においては、客観性および公平性を確保する。</p> <p>(5) 組織は、内部監査員または管理者に自らの個別業務または管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 組織は、内部監査実施計画の策定および実施ならびに内部監査結果の報告ならびに記録の作</p>	

変更前	変更後	理由
<p>成および管理について、その責任および権限（必要に応じ、内部監査員または内部監査を実施した部門が内部監査結果を社長に直接報告する権限を含む。）ならびに内部監査に係る要求事項を表3-1に記載の「原子力QMS 内部監査要領」に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置および是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定（対象には、機器等および保安活動に係る不適合についての弱点のある分野および強化すべき分野等に関する情報を含む。）を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。 監視測定の方法には次の事項を含む。</p> <p>a. 監視測定の実施時期</p> <p>b. 監視測定の結果の分析および評価の方法ならびに時期</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施にあたり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合または当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等または自主検査等を実施する。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(2) 組織は、使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録（必要に応じ、検査において使用した試験体や計測機器等に関する記録を含む。）を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等または自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすること（使用前事業者検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第5条に規定する職務の内容に照らして、別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、使用前事業者検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（使用前事業者検査等を実施する要員が、当該検査等に必要力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすること（自主検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第5条に規定する職務の内容に照らして、必要に応じて別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、自主検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（自主検査等を実施する要員が、当該検査等に必要力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p>	<p>成および管理について、その責任および権限（必要に応じ、内部監査員または内部監査を実施した部門が内部監査結果を社長に直接報告する権限を含む。）ならびに内部監査に係る要求事項を表3-1に記載の「原子力QMS 内部監査要領」に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置および是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定（対象には、機器等および保安活動に係る不適合についての弱点のある分野および強化すべき分野等に関する情報を含む。）を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。 監視測定の方法には次の事項を含む。</p> <p>a. 監視測定の実施時期</p> <p>b. 監視測定の結果の分析および評価の方法ならびに時期</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施にあたり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合または当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等または自主検査等を実施する。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(2) 組織は、使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録（必要に応じ、検査において使用した試験体や計測機器等に関する記録を含む。）を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等または自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすること（使用前事業者検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第5条に規定する職務の内容に照らして、別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、使用前事業者検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（使用前事業者検査等を実施する要員が、当該検査等に必要力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすること（自主検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第5条に規定する職務の内容に照らして、必要に応じて別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、自主検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（自主検査等を実施する要員が、当該検査等に必要力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、または個別業務が実施されることがないよう、当該機器等または個別業務を特定し、これを管理する（不適合が確認された機器等または個別業務が識別され、不適合がすべて管理されていることをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、不適合の処理に係る管理（不適合に関連する管理者に報告することを含む。）ならびにそれに関連する責任および権限を表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用または個別業務の実施についての承認を行うこと（以下、本編において「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用または個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用または個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響または起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析および評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、および当該品質マネジメントシステムの実効性の改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、品質マネジメントシステムの実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、表3-1に記載の「原子力QMS データの分析要領」において、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータおよびそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、および分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析およびこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向および特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等およびプロセスの特性および傾向（是正処置を行う端緒（不適合には至らない機器等およびプロセスの特性および傾向から得られた情報に基づき、是正処置の必要性について検討する機会を得ることをいう。）となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）を行うために、品質方針および品質目標の設定、マネジメントレビューおよび内部監査の結果の活用、データの分析ならびに是正処置および未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p>	<p>を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、または個別業務が実施されることがないよう、当該機器等または個別業務を特定し、これを管理する（不適合が確認された機器等または個別業務が識別され、不適合がすべて管理されていることをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、不適合の処理に係る管理（不適合に関連する管理者に報告することを含む。）ならびにそれに関連する責任および権限を表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用または個別業務の実施についての承認を行うこと（以下、本編において「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用または個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用または個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響または起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析および評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、および当該品質マネジメントシステムの実効性の改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、品質マネジメントシステムの実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、表3-1に記載の「原子力QMS データの分析要領」において、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータおよびそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、および分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析およびこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向および特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等およびプロセスの特性および傾向（是正処置を行う端緒（不適合には至らない機器等およびプロセスの特性および傾向から得られた情報に基づき、是正処置の必要性について検討する機会を得ることをいう。）となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）を行うために、品質方針および品質目標の設定、マネジメントレビューおよび内部監査の結果の活用、データの分析ならびに是正処置および未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p>	



変更前	変更後	理由
<p>(a) 不適合その他の事象の分析（情報の収集および整理ならびに技術的、人的および組織的側面等の考慮を含む。）および当該不適合の原因の明確化（必要に応じて、日常業務のマネジメントや安全文化の弱点のある分野および強化すべき分野との関係を整理することを含む。）</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無または当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる（(1)のうち、必要なものについて実施することをいう。）。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る不適合（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象が自らの施設で起こる可能性について分析を行った結果、特定した問題を含む。）の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p>	<p>(a) 不適合その他の事象の分析（情報の収集および整理ならびに技術的、人的および組織的側面等の考慮を含む。）および当該不適合の原因の明確化（必要に応じて、日常業務のマネジメントや安全文化の弱点のある分野および強化すべき分野との関係を整理することを含む。）</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無または当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる（(1)のうち、必要なものについて実施することをいう。）。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る不適合（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象が自らの施設で起こる可能性について分析を行った結果、特定した問題を含む。）の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表3-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p>	

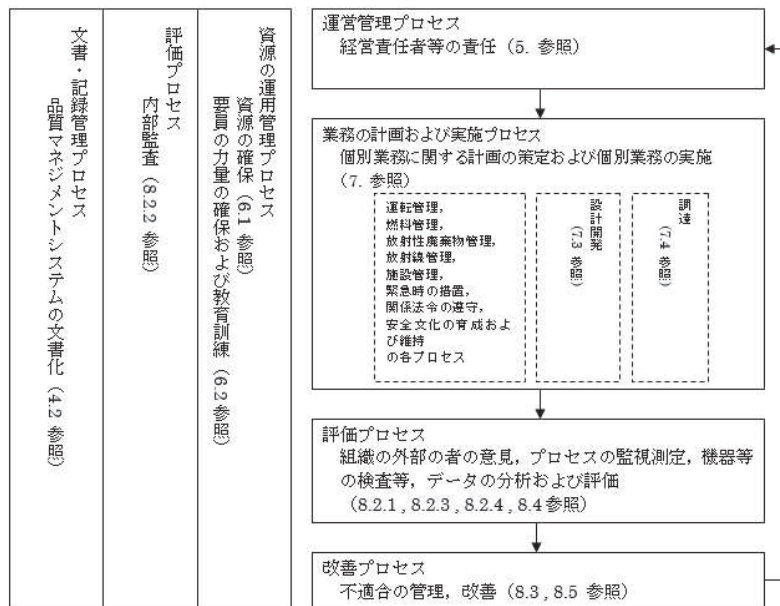
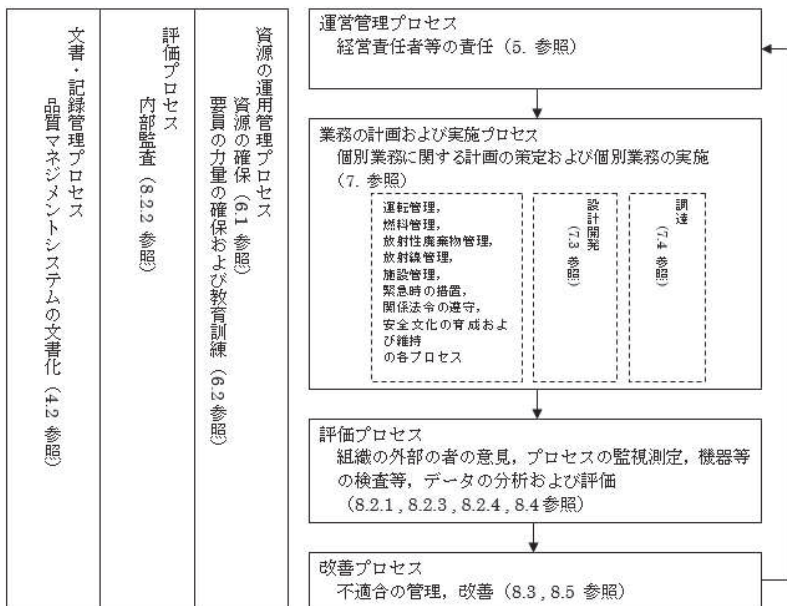
変更前

変更後

理由

図3-1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

図3-1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係



変更前	変更後	理由
<p>図3-2 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>一次文書 → 本品質マネジメントシステム計画 「原子力品質保証規程」</p> <p>二次文書 → 4.2.1(3)および(4)のうち 表3-1に記載の文書</p> <p>三次文書 → 4.2.1(3)に記載の文書 (ただし、表3-1に記載の 文書を除く)</p> <p>記録 → 4.2.1(3)および(4)に記載の記録</p>	<p>図3-2 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>一次文書 → 本品質マネジメントシステム計画 「原子力品質保証規程」</p> <p>二次文書 → 4.2.1(3)および(4)のうち 表3-1に記載の文書</p> <p>三次文書 → 4.2.1(3)に記載の文書 (ただし、表3-1に記載の 文書を除く)</p> <p>記録 → 4.2.1(3)および(4)に記載の記録</p>	<p>理由</p>

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前

変更後

理由

表3-1 一次・二次文書一覧表

表3-1 一次・二次文書一覧表

保安規定第3条の記載項目	一次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第3条以外の関連条文
全項目	原子力品質保証規程	社長 (原子力品質保証室)	原品-1	—
保安規定第3条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第3条以外の関連条文
4.1	原子力QMS 品質に係る重要度分類要領	原子力部長 (原子力部)	原4-1	—
4.1	原子力QMS プロセス適用要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-1	—
4.2.3 4.2.4	原子力QMS 文書管理・記録管理要領*1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-2	第121条
5.3	原子力QMS 品質方針管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-1	—
5.4.1	原子力QMS 品質目標管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-2	—
5.5.1	原子力QMS 責任および権限要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-3	第5条, 第8条～第9条の3
5.5.2	原子力QMS 情報取扱要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-4	—
5.5.4	原子力QMS 内部コミュニケーション要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-5	第6条, 第7条
5.6	原子力QMS マネジメントレビュー要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-6	—
6.2	原子力QMS 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力部長 (原子力部)	原6-1	第119条, 第120条
	原子力QMS 内部監査員の 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考6-1	—
7.1 7.2.1 7.2.2 7.5 8.2.3	原子力QMS 業務の計画および実施要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品7-1	—
7.1 7.5	原子力QMS 運転業務要領	原子力部長 (原子力部)	原7-1	第12条～第79条, 第85条, 第88条, 第89条, 第90条
	原子力QMS 燃料管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-2	第19条～第21条, 第23条, 第25条～第27条, 第35条, 第70条, 第73条～第75条, 第80条～第84条, 第86条, 第86条の2
	原子力QMS 放射性廃棄物管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-3	第87条～第91条
	原子力QMS 放射線管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-4	第92条～第106条
7.1 7.5	原子力QMS 保守業務運用要領	原子力部長 (原子力部)	原7-5	第11条の2, 第19条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条～第32条, 第37条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第55条, 第58条, 第61条, 第64条, 第73条～第75条, 第91条, 第103条, 第107条～ 第107条の6

保安規定第3条の記載項目	一次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第3条以外の関連条文
全項目	原子力品質保証規程	社長 (原子力品質保証室)	原品-1	—
保安規定第3条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第3条以外の関連条文
4.1	原子力QMS 品質に係る重要度分類要領	原子力部長 (原子力部)	原4-1	—
4.1	原子力QMS プロセス適用要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-1	—
4.2.3 4.2.4	原子力QMS 文書管理・記録管理要領*1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-2	第119条
5.3	原子力QMS 品質方針管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-1	—
5.4.1	原子力QMS 品質目標管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-2	—
5.5.1	原子力QMS 責任および権限要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-3	第5条, 第8条～第9条の3
5.5.2	原子力QMS 情報取扱要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-4	—
5.5.4	原子力QMS 内部コミュニケーション要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-5	第6条, 第7条
5.6	原子力QMS マネジメントレビュー要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-6	—
6.2	原子力QMS 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力部長 (原子力部)	原6-1	第117条, 第118条
	原子力QMS 内部監査員の 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考6-1	—
7.1 7.2.1 7.2.2 7.5 8.2.3	原子力QMS 業務の計画および実施要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品7-1	—
7.1 7.5	原子力QMS 運転業務要領	原子力部長 (原子力部)	原7-1	第12条～第79条, 第85条, 第88条, 第89条, 第90条
	原子力QMS 燃料管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-2	第19条～第21条, 第23条, 第25条～第27条, 第35条, 第70条, 第73条～第75条, 第80条～第84条, 第86条, 第86条の2
	原子力QMS 放射性廃棄物管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-3	第87条～第91条
	原子力QMS 放射線管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-4	第92条～第106条
7.1 7.5	原子力QMS 保守業務運用要領	原子力部長 (原子力部)	原7-5	第11条の2, 第19条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条～第32条, 第37条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第53条, 第56条, 第57条, 第59条, 第62条, 第66条, 第73条～第75条, 第91条, 第103条, 第107条～ 第107条の6

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

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

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

記載の適正化

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前					変更後					理由
	原子力QMS 原子力災害対策実施要領	原子力部長 (原子力部)	原7-6	第109条～第118条, 第122条		原子力QMS 原子力災害対策実施要領	原子力部長 (原子力部)	原7-6	第12条, 第108条～第116条, 第120条	
	原子力QMS 安全文化管理要領	実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者	原品7-2	第2条の2		原子力QMS 安全文化管理要領	実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者	原品7-2	第2条の2	
7.2.3	原子力QMS 外部コミュニケーション要領	原子力部長 (原子力部)	原7-8	—	7.2.3	原子力QMS 外部コミュニケーション要領	原子力部長 (原子力部)	原7-8	—	
7.3	原子力QMS 設計・開発要領	原子力部長 (原子力部)	原7-9	—	7.3	原子力QMS 設計・開発要領	原子力部長 (原子力部)	原7-9	—	
7.4	原子力QMS 調達管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-10	—	7.4	原子力QMS 調達管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-10	—	
7.6	原子力QMS 監視機器および測定機器の管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-11	—	7.6	原子力QMS 監視機器および測定機器の管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-11	—	
8.2.1	原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-1	—	8.2.1	原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-1	—	
8.2.2	原子力QMS 内部監査要領※1	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考8-1	—	8.2.2	原子力QMS 内部監査要領※1	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考8-1	—	
8.2.3	原子力QMS プロセスの監視および測定要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-2	—	8.2.3	原子力QMS プロセスの監視および測定要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-2	—	
8.2.3 8.3 8.5.2	原子力QMS 改善措置活動要領※1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-3	—	8.2.3 8.3 8.5.2	原子力QMS 改善措置活動要領※1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-3	—	
8.2.4	原子力QMS 検査および試験要領	原子力部長 (原子力部)	原8-1	—	8.2.4	原子力QMS 検査および試験要領	原子力部長 (原子力部)	原8-1	—	
8.4	原子力QMS データの分析要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-4	第10条	8.4	原子力QMS データの分析要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-4	第10条	

※1：品管規則の要求事項に基づき作成する文書を表す。

※1：品管規則の要求事項に基づき作成する文書を表す。

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第3章 体制および評価</b> <b>第1節 保安管理体制</b></p> <p>(保安に関する組織) 第4条 発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。</p> <p>図4 発電所の保安に関する組織図</p>	<p style="text-align: center;"><b>第3章 体制および評価</b> <b>第1節 保安管理体制</b></p> <p>(保安に関する組織) 第4条 発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。</p> <p>図4 発電所の保安に関する組織図</p>	<p style="text-align: center;">理由</p> <p>変更なし</p>

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第5条 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築および実施を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 原子力審査室長は、内部監査に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査業務を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門に限る。）を統括する。</p> <p>(3) 原子力本部長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）の実施に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門を除く。）を統括する。</p> <p>(4) 原子力品質保証室長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）について指導・助言および総括に関する業務を行う。</p> <p>(5) 資材部長は、供給者の選定に関する業務（燃料部長所管業務を除く。）を統括する。</p> <p>(6) 土木建築部長は、土木建築部が実施する発電所の施設管理に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 燃料部長は、燃料体等の供給者の選定に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力部長は、原子力部が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。</p> <p>(9) 原子力人財育成課長は、教育・訓練（保安教育を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。</p> <p>(2) 品質保証部長は、品質保証総括課長および検査課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(3) 総務部長は、総務課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(4) 技術統括部長は、技術課長、計画管理課長、防災課長および核物質防護課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(5) 環境・燃料部長は、放射線管理課長、輸送・固体廃棄物管理課長、原子燃料課長および廃止措置管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(6) 保全部長は、保全計画課長、工程管理課長、電気課長、計測制御課長、原子炉課長およびタービン課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(7) 土木建築部長は、土木課長および建築課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(8) 発電部長は、発電管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(9) 品質保証総括課長は、品質保証活動の指導・助言および品質保証の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 検査課長は、原子炉施設に関する検査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(11) 総務課長は、供給者の選定に関する業務を行う。</p> <p>(12) 核物質防護課長は、保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 技術課長は、原子炉施設の保安管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(14) 計画管理課長は、原子炉施設の運営計画の総括に関する業務および原子炉施設の定期的な評価の総括に関する業務を行う。</p> <p>(15) 防災課長は、<u>初期消火活動のための体制の整備および緊急時の措置の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(16) 放射線管理課長は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物（液体・気体）の管理および環境放射線モニタリングに関する業務を行う。</p> <p>(17) 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性廃棄物（固体）の管理に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子燃料課長は、炉心性能管理および燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 保全計画課長は、原子炉施設の施設管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(20) 工程管理課長は、原子炉施設の施設管理に関する業務のうち工程管理に関する業務を行う。</p> <p>(21) 電気課長は、原子炉施設のうち電気設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(22) 計測制御課長は、原子炉施設のうち計測制御設備の施設管理に関する業務を行う。</p>	<p>(保安に関する職務)</p> <p>第5条 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築および実施を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 原子力審査室長は、内部監査に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査業務を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門に限る。）を統括する。</p> <p>(3) 原子力本部長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）の実施に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門を除く。）を統括する。</p> <p>(4) 原子力品質保証室長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）について指導・助言および総括に関する業務を行う。</p> <p>(5) 資材部長は、供給者の選定に関する業務（燃料部長所管業務を除く。）を統括する。</p> <p>(6) 土木建築部長は、土木建築部が実施する発電所の施設管理に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 燃料部長は、燃料体等の供給者の選定に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力部長は、原子力部が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。<u>(火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、重大事故等発生時および大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。)</u></p> <p>(9) 原子力人財育成課長は、教育・訓練（保安教育を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。</p> <p>(2) 品質保証部長は、品質保証総括課長および検査課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(3) 総務部長は、総務課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(4) 技術統括部長は、技術課長、計画管理課長、防災課長および核物質防護課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(5) 環境・燃料部長は、放射線管理課長、輸送・固体廃棄物管理課長、原子燃料課長および廃止措置管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(6) 保全部長は、保全計画課長、工程管理課長、電気課長、計測制御課長、原子炉課長およびタービン課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(7) 土木建築部長は、土木課長および建築課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(8) 発電部長は、発電管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(9) 品質保証総括課長は、品質保証活動の指導・助言および品質保証の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 検査課長は、原子炉施設に関する検査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(11) 総務課長は、供給者の選定に関する業務を行う。</p> <p>(12) 核物質防護課長は、保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 技術課長は、原子炉施設の保安管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(14) 計画管理課長は、原子炉施設の運営計画の総括に関する業務および原子炉施設の定期的な評価の総括に関する業務を行う。</p> <p>(15) 防災課長は、<u>火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時、大規模損壊発生時および電源機能等喪失時の体制の整備ならびに緊急時の措置の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(16) 放射線管理課長は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物（液体・気体）の管理および環境放射線モニタリングに関する業務を行う。</p> <p>(17) 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性廃棄物（固体）の管理に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子燃料課長は、炉心性能管理および燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 保全計画課長は、原子炉施設の施設管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(20) 工程管理課長は、原子炉施設の施設管理に関する業務のうち工程管理に関する業務を行う。</p> <p>(21) 電気課長は、原子炉施設のうち電気設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(22) 計測制御課長は、原子炉施設のうち計測制御設備の施設管理に関する業務を行う。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p>(23) 原子炉課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備）の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(24) タービン課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備を除く）の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(25) 土木課長は、原子炉施設のうち土木設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(26) 建築課長は、原子炉施設のうち建築設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(27) 発電管理課長は、原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。</p> <p>(28) 発電課長は、原子炉施設の運転および燃料取扱い（原子燃料課長所管業務を除く。）に関する当直業務を行う。</p> <p>(29) 廃止措置管理課長は、第2編第205条（保安に関する職務）の所管業務に基づき緊急時の措置を行う。</p> <p>(30) 第1項(9)および第2項(9)から(28)に定める職位は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。</p> <p>(31) 第1項(9)および第2項(9)から(28)に定める職位は、第1項(9)および第2項(9)から(30)に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、遂行に係る品質保証活動を行う。また、所属員は課長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>3. 各職位は、第3条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するために必要な場合は、本条の職務の内容によらず、検査に関する業務を実施することができる。</p> <p>4. その他発電所の保安に間接的に関係する組織の長は、別途定められた「組織規程」に基づき所管業務を遂行する。</p>	<p>(23) 原子炉課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備）の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(24) タービン課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備を除く）の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(25) 土木課長は、原子炉施設のうち土木設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(26) 建築課長は、原子炉施設のうち建築設備の施設管理に関する業務を行う。</p> <p>(27) 発電管理課長は、原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。</p> <p>(28) 発電課長は、原子炉施設の運転および燃料取扱い（原子燃料課長所管業務を除く。）に関する当直業務を行う。</p> <p>(29) 廃止措置管理課長は、第2編第205条（保安に関する職務）の所管業務に基づき緊急時の措置を行う。</p> <p>(30) 第1項(9)および第2項(9)から(28)に定める職位は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う（<u>火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、有毒ガス発生時、重大事故等発生時および大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を含む。</u>）。</p> <p>(31) 第1項(9)および第2項(9)から(28)に定める職位は、第1項(9)および第2項(9)から(30)に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、遂行に係る品質保証活動を行う。また、所属員は課長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>3. 各職位は、第3条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するために必要な場合は、本条の職務の内容によらず、検査に関する業務を実施することができる。</p> <p>4. その他発電所の保安に間接的に関係する組織の長は、別途定められた「組織規程」に基づき所管業務を遂行する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由
<p>(原子炉施設保安委員会)</p> <p>第6条 本店に原子炉施設保安委員会（以下、本編において「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。</p> <p>（1）原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物，系統および機器の変更</p> <p>（2）保安規定の変更</p> <p>（3）その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は、委員長，発電用原子炉主任技術者（以下「原子炉主任技術者」という。）に加え、課長以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>(原子炉施設保安委員会)</p> <p>第6条 本店に原子炉施設保安委員会（以下、本編において「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。</p> <p>（1）原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物，系統および機器の変更</p> <p>（2）保安規定の変更</p> <p>（3）その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は、委員長，発電用原子炉主任技術者（以下「原子炉主任技術者」という。）に加え、課長以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(原子炉施設保安運営委員会)</p> <p>第7条 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下、本編において「運営委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p> <p>(1) 運転管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員の構成人員に関する事項</li> <li>・当直の引継方法に関する事項</li> <li>・原子炉の起動および停止操作に関する事項</li> <li>・巡視点検に関する事項</li> <li>・異常時の操作に関する事項</li> <li>・警報発生時の措置に関する事項</li> <li>・原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</li> <li>・定期的実施するサーベイランスに関する事項</li> </ul> <p>(2) 燃料管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項</li> <li>・新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項</li> <li>・燃料の検査および取替に関する事項</li> </ul> <p>(3) 放射性廃棄物管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項</li> <li>・放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放出管理用計測器の点検・校正に関する事項</li> </ul> <p>(4) 放射線管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管理区域の設定、区域区分、特別措置を要する区域に関する事項</li> <li>・管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項</li> <li>・保全区域に関する事項</li> <li>・周辺監視区域に関する事項</li> <li>・線量の評価に関する事項</li> <li>・除染に関する事項</li> <li>・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項</li> <li>・放射線計測器類の点検・校正に関する事項</li> <li>・管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項</li> </ul> <p>(5) 施設管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <p>(6) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第10条）</p> <p>(7) 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期保守管理方針（<a href="#">第108条の2</a>）</p> <p>(8) 改造の実施に関する事項（第219条第2項に関する事項を含む）</p> <p>(9) 緊急時における運転操作に関するマニュアルの制定および改定（<a href="#">第111条</a>）</p> <p>(10) 保安教育実施計画の策定（<a href="#">第119条</a>）に関する事項</p> <p>(11) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</p> <p>3. 所長を委員長とする。</p> <p>4. 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、第5条第2項（2）から（8）の各部長の職位にある者に加え委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>(原子炉施設保安運営委員会)</p> <p>第7条 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下、本編において「運営委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p> <p>(1) 運転管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員の構成人員に関する事項</li> <li>・当直の引継方法に関する事項</li> <li>・原子炉の起動および停止操作に関する事項</li> <li>・巡視点検に関する事項</li> <li>・異常時の操作に関する事項</li> <li>・警報発生時の措置に関する事項</li> <li>・原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</li> <li>・定期的実施するサーベイランスに関する事項</li> <li>・誤操作の防止に関する事項（2号炉）</li> <li>・火災発生時、内部溢水発生時（2号炉）、火山影響等発生時（2号炉）、その他自然災害発生時等および有毒ガス発生時（2号炉）の体制の整備に関する事項</li> <li>・重大事故等発生時および大規模損壊発生時の体制の整備に関する事項（2号炉）</li> </ul> <p>(2) 燃料管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項</li> <li>・新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項</li> <li>・燃料の検査および取替に関する事項</li> </ul> <p>(3) 放射性廃棄物管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項</li> <li>・放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放出管理用計測器の点検・校正に関する事項</li> </ul> <p>(4) 放射線管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管理区域の設定、区域区分、特別措置を要する区域に関する事項</li> <li>・管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項</li> <li>・保全区域に関する事項</li> <li>・周辺監視区域に関する事項</li> <li>・線量の評価に関する事項</li> <li>・除染に関する事項</li> <li>・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項</li> <li>・放射線計測器類の点検・校正に関する事項</li> <li>・管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項</li> </ul> <p>(5) 施設管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <p>(6) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第10条）</p> <p>(7) 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針（<a href="#">第107条の6</a>）</p> <p>(8) 改造の実施に関する事項（第219条第2項に関する事項を含む）</p> <p>(9) 緊急時における運転操作に関するマニュアルの制定および改定（<a href="#">第109条</a>）</p> <p>(10) 保安教育実施計画の策定（<a href="#">第117条</a>）に関する事項</p> <p>(11) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</p> <p>3. 所長を委員長とする。</p> <p>4. 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、第5条第2項（2）から（8）の各部長の職位にある者に加え委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(原子炉主任技術者の選任)</p> <p>第8条 原子炉主任技術者および代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務の中で通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。なお、原子炉主任技術者は社長が選任する。</p> <p>(1) 原子炉施設の施設管理に関する業務                      (2) 原子炉の運転に関する業務                      (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務                      (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務</p> <p>2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。</p> <p>3. 原子炉主任技術者は、第9条（原子炉主任技術者の職務等）に定める職務を専任する。</p> <p>4. 代行者の職位は、<u>課長以上</u>とする。</p> <p>5. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、あらかじめ原子炉主任技術者を選任する。</p>	<p>(原子炉主任技術者の選任)</p> <p>第8条 原子炉主任技術者および代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、次の業務の中で通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。なお、原子炉主任技術者は社長が選任する。</p> <p>(1) 原子炉施設の施設管理に関する業務                      (2) 原子炉の運転に関する業務                      (3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務                      (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務</p> <p>2. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。</p> <p>3. 原子炉主任技術者は、第9条（原子炉主任技術者の職務等）に定める職務を専任する。</p> <p>4. <u>原子炉主任技術者および</u>代行者は、<u>特別管理職</u>とする。</p> <p>5. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合（<u>2号炉の原子炉主任技術者については、早期に非常招集可能なエリア外に離れる場合を含む。</u>）は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、あらかじめ原子炉主任技術者を選任する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
<p>(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の選任)</p> <p>第8条の2 電気主任技術者および代行者を、電気主任技術者免状を有する者の中から、ボイラー・タービン主任技術者および代行者を、ボイラー・タービン主任技術者免状を有する者の中から選任する。なお、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は社長が選任する。</p> <p>2. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、第9条の2（電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等）に定める職務を遂行する。</p> <p>3. 代行者の職位は、課長以上とする。</p> <p>4. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらかじめ電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者を選任する。</p>	<p>(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の選任)</p> <p>第8条の2 電気主任技術者および代行者を、電気主任技術者免状を有する者の中から、ボイラー・タービン主任技術者および代行者を、ボイラー・タービン主任技術者免状を有する者の中から選任する。なお、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は社長が選任する。</p> <p>2. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、第9条の2（電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等）に定める職務を遂行する。</p> <p>3. 代行者の職位は、課長以上とする。</p> <p>4. 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらかじめ電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者を選任する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																																		
<p>(原子炉主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「原子炉主任技術者の職務等運用要領」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の運転に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。(所長を含む。以下、本条において同じ。)</p> <p>(2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。</p> <p>(3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。</p> <p>(4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。</p> <p>(5) <u>第122条</u>第1項の報告を受けた場合、原子力部長に報告する。</p> <p>(6) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p><u>2.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>表9-1</p> <table border="1" data-bbox="129 730 976 1034"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)</td> <td>原子炉冷却材温度制限値</td> </tr> <tr> <td>第79条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第83条 (燃料の取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第93条 (管理区域の設定および解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除</td> </tr> <tr> <td><u>第119条</u> (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td><u>第120条</u> (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条文	内容	第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第79条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第83条 (燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画	第93条 (管理区域の設定および解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除	<u>第119条</u> (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	<u>第120条</u> (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>(原子炉主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「原子炉主任技術者の職務等運用要領」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の運転に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。(所長を含む。以下、本条において同じ。)</p> <p>(2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。</p> <p>(3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。</p> <p>(4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。</p> <p>(5) <u>第120条</u>第1項の報告を受けた場合、原子力部長に報告する。</p> <p>(6) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p><u>2.</u> 原子炉主任技術者は、<u>重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</u></p> <p><u>3.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>表9-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 523 1872 1034"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>第12条</u> (運転員等の確保)</td> <td><u>第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の7</u> (重大事故等発生時の体制の整備(2号炉))</td> <td><u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の8</u> (大規模損壊発生時の体制の整備(2号炉))</td> <td><u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画(2号炉)</u></td> </tr> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)</td> <td>原子炉冷却材温度制限値</td> </tr> <tr> <td>第79条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第83条 (燃料の取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第93条 (管理区域の設定および解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除</td> </tr> <tr> <td><u>第117条</u> (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td><u>第118条</u> (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条文	内容	<u>第12条</u> (運転員等の確保)	<u>第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築</u>	<u>第17条の7</u> (重大事故等発生時の体制の整備(2号炉))	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)</u>	<u>第17条の8</u> (大規模損壊発生時の体制の整備(2号炉))	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画(2号炉)</u>	第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第79条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第83条 (燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画	第93条 (管理区域の設定および解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除	<u>第117条</u> (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	<u>第118条</u> (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>
条文	内容																																			
第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第79条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第83条 (燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第93条 (管理区域の設定および解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除																																			
<u>第119条</u> (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
<u>第120条</u> (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			
条文	内容																																			
<u>第12条</u> (運転員等の確保)	<u>第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築</u>																																			
<u>第17条の7</u> (重大事故等発生時の体制の整備(2号炉))	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)</u>																																			
<u>第17条の8</u> (大規模損壊発生時の体制の整備(2号炉))	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画(2号炉)</u>																																			
第37条 (原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第79条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第83条 (燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第93条 (管理区域の設定および解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除																																			
<u>第117条</u> (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
<u>第118条</u> (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			

変更前		変更後		理由
表9-2	条文	表9-2	条文	
	第17条 (地震・火災等発生時の対応)	第17条 (火災発生時の体制の整備)	第17条 (火災発生時の体制の整備)	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	第23条 (制御棒の操作)	第17条の2 (内部溢水発生時の体制の整備 (2号炉))	第17条の2 (内部溢水発生時の体制の整備 (2号炉))	
	第35条 (原子炉停止時冷却系その2)	第17条の3 (火山影響等発生時の体制の整備 (2号炉))	第17条の3 (火山影響等発生時に講じた措置の結果 (2号炉))	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更
	第70条 (複数の制御棒引き抜きを伴う検査)	第17条の4 (その他自然災害発生時等の体制の整備)	第17条の4 (地震、津波、竜巻、積雪等が発生した場合に講じた措置の結果)	
	第74条 (運転上の制限を満足しない場合)	第17条の5 (有毒ガス発生時の体制の整備 (2号炉))	第17条の5 (有毒ガス発生時に講じた措置の結果 (2号炉))	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更
	第75条 (予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)	第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備 (2号炉))	第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備 (2号炉))	
	第77条 (異常発生時の基本的な対応)	第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備 (2号炉))	第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備 (2号炉))	記載の適正化
	第78条 (異常時の措置)	第23条 (制御棒の操作)	第23条 (制御棒の操作)	
	第83条 (燃料の取替実施計画)	第35条 (原子炉停止時冷却系その2)	第35条 (原子炉停止時冷却系その2)	
	第122条 (報告)	第66条 (重大事故等対処設備 (2号炉))	第66条 (重大事故等対処設備 (2号炉))	
		第70条 (複数の制御棒引き抜きを伴う検査)	第70条 (複数の制御棒引き抜きを伴う検査)	
		第74条 (運転上の制限を満足しない場合)	第74条 (運転上の制限を満足しない場合)	
		第75条 (予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)	第75条 (予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)	
		第77条 (異常発生時の基本的な対応)	第77条 (異常発生時の基本的な対応)	
		第78条 (異常時の措置)	第77条第1項の異常の収束	
		第83条 (燃料の取替実施計画)	第3項に定める取替炉心の安全性の評価結果	
		第120条 (報告)	第120条 (報告)	
			第77条第1項または第2項に定める異常が発生した場合	
			放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	
			外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	
			実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (以下「実用炉規則」という。) 第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合	

変更前

変更後

理由

表9-3

表9-3

記 録 項 目

記 録 項 目

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

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

変更前	変更後	理由
<p>(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等)</p> <p>第9条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、事業用電気工作物（原子力発電工作物）（以下、本編において「電気工作物」という。）の工事、維持および運用に関する保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「ボイラー・タービン主任技術者および電気主任技術者の職務等運用要領」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 電気工作物の工事、維持および運用に関する保安のための諸計画の立案にあたっては、必要に応じて関係責任者（上位職を含む）に対し指示、指導・助言を行う。</p> <p>(2) 電気工作物の工事、維持および運用に関し、保安上必要な場合には、関係責任者（上位職を含む）に対し指示、指導・助言を行う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査および定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に基づき検査の指導・監督を行う。</p> <p>(4) 法令に基づき行われる立入検査には、原則として立会う。</p> <p>(5) あらかじめ定めた確認すべき記録について、その内容を確認する。</p> <p>2. 電気工作物の工事、維持および運用に従事する者は、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p>	<p>(電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者の職務等)</p> <p>第9条の2 電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、事業用電気工作物（原子力発電工作物）（以下、本編において「電気工作物」という。）の工事、維持および運用に関する保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、「ボイラー・タービン主任技術者および電気主任技術者の職務等運用要領」に基づき、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 電気工作物の工事、維持および運用に関する保安のための諸計画の立案にあたっては、必要に応じて関係責任者（上位職を含む）に対し指示、指導・助言を行う。</p> <p>(2) 電気工作物の工事、維持および運用に関し、保安上必要な場合には、関係責任者（上位職を含む）に対し指示、指導・助言を行う。</p> <p>(3) 使用前事業者検査および定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に基づき検査の指導・監督を行う。</p> <p>(4) 法令に基づき行われる立入検査には、原則として立会う。</p> <p>(5) あらかじめ定めた確認すべき記録について、その内容を確認する。</p> <p>2. 電気工作物の工事、維持および運用に従事する者は、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p>	<p>記載の適正化</p>
<p>(主任技術者の情報共有)</p> <p>第9条の3 原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、適宜、相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。</p>	<p>(主任技術者の情報共有)</p> <p>第9条の3 原子炉主任技術者、電気主任技術者およびボイラー・タービン主任技術者は、適宜、相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第2節 原子炉施設の定期的な評価</b></p> <p>（原子炉施設の定期的な評価）</p> <p>第10条 各課長は、各号炉毎および10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。</p> <p>（1）保安活動の実施の状況の評価</p> <p>（2）保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価</p> <p>2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価および改善ならびに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2節 原子炉施設の定期的な評価</b></p> <p>（原子炉施設の定期的な評価）</p> <p>第10条 各課長は、各号炉毎および10年を超えない期間毎に、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。</p> <p>（1）保安活動の実施の状況の評価</p> <p>（2）保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価</p> <p>2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価および改善ならびに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後	理由																																																																
<p style="text-align: center;"><b>第4章 運転管理</b> <b>第1節 通則</b></p> <p>（構成および定義） 第11条 本章における原子炉の状態の定義を表11のとおりとする。 2. 第3節（第73条～第76条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。 （1）第1項：運転上の制限 （2）第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項 （3）第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1" data-bbox="136 432 983 675"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運転</th> <th>起動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運転</td> <td>起動</td> <td>燃料取替 または 停止</td> <td>燃料取替 または 停止</td> <td>燃料取替 または 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td></td> <td></td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合は、次のいずれかをいう。 （1）第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各課長が判断した場合 （2）第2項の確認を行うことが出来なかった場合 （3）第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各課長が判断した場合 ※2：第70条、第71条および第72条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="136 882 983 1396"> <tbody> <tr> <td>管理的手段による確認</td> <td>系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> <tr> <td>スタック</td> <td>通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満		管理的手段による確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	<p style="text-align: center;"><b>第4章 運転管理</b> <b>第1節 通則</b></p> <p>（構成および定義） 第11条 本章における原子炉の状態の定義を表11のとおりとする。 2. 第3節（第73条～第76条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。 （1）第1項：運転上の制限 （2）第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項 （3）第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1" data-bbox="1032 432 1879 675"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運転</th> <th>起動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運転</td> <td>起動</td> <td>燃料取替 または 停止</td> <td>燃料取替 または 停止</td> <td>燃料取替 または 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td></td> <td></td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合は、次のいずれかをいう。 （1）第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各課長が判断した場合 （2）第2項の確認を行うことが出来なかった場合 （3）第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各課長が判断した場合 ※2：第70条、第71条および第72条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1032 882 1879 1396"> <tbody> <tr> <td>管理的手段による確認</td> <td>系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> <tr> <td>スタック</td> <td>通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満		管理的手段による確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	
原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																													
原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止																																																													
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上ボルトが緩め られている																																																													
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満																																																														
管理的手段による確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。																																																																	
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																																	
原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。																																																																	
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。																																																																	
原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																													
原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止	燃料取替 または 停止																																																													
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上ボルトが緩め られている																																																													
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満																																																														
管理的手段による確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 （1）当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 （2）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 （3）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 （4）当該系統・設備に対して施錠または区域管理等が実施されていること。																																																																	
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																																	
原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。																																																																	
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入または引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。																																																																	

変更前		変更後		理由
速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する <sup>※3</sup> 準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する <sup>※3</sup> 準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。	制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。	
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。	挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。	
制御棒駆動機構を除外	制御棒駆動水圧系の駆動水および排出水の元弁を全閉することをいう。	制御棒駆動機構を除外	制御棒駆動水圧系の駆動水および排出水の元弁を全閉することをいう。	
定事検停止後の原子炉起動	定期事業者検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。	定事検停止後の原子炉起動	定期事業者検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。	
定事検停止時	定期事業者検査のために原子炉が停止している期間をいう。	定事検停止時	定期事業者検査のために原子炉が停止している期間をいう。	
炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉圧力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜および中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体が全て取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜および取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させることおよび制御棒の挿入は除外される。	炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉圧力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜および中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体が全て取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜および取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させることおよび制御棒の挿入は除外される。	
		<u>重大事故</u>	<u>実用炉規則第4条にて掲げる「炉心の著しい損傷及び核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。</u>	
		<u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u>	<u>使用済燃料プールに照射された燃料を1体以上貯蔵している期間をいう。</u>	
※3：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。		※3：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。		

変更前	変更後	理由												
<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、実用炉規則第55条第4項第1号に基づき、原子力規制委員会が定期事業者検査を行うべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。</p> <p>表11の2</p> <table border="1" data-bbox="129 292 990 384"> <thead> <tr> <th></th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期事業者検査が終了した日から、次回定期事業者検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。</p>		2号炉	3号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、実用炉規則第55条第4項第1号に基づき、原子力規制委員会が定期事業者検査を行うべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。</p> <p>表11の2</p> <table border="1" data-bbox="1025 292 1886 384"> <thead> <tr> <th></th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期事業者検査が終了した日から、次回定期事業者検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。</p>		2号炉	3号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	<p>変更なし</p>
	2号炉	3号炉												
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月												
	2号炉	3号炉												
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月												

変更前	変更後	理由
<p><u>(原子炉の運転員の確保)</u>                      第12条 発電管理課長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。                      2. 発電管理課長は、原子炉の運転にあたって第1項で定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で3交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は発電課長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。                      3. 発電管理課長は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を主機運転員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動および高温停止の場合においては、1名は発電課長または発電副長<sup>*1</sup>とする。</p>	<p><u>(運転員等の確保)</u>                      第12条 発電管理課長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する<sup>*1</sup>。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。                      2. 発電管理課長は、原子炉の運転にあたって第1項で定める者の中から、1班あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で3交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は発電課長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。                      3. 発電管理課長は、表12-1に定める人数のうち、表12-2に定める人数の者を主機運転員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表12-2に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動および高温停止の場合においては、1名は発電課長または発電副長<sup>*2</sup>とする。                      4. 各課長は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する<sup>*1</sup>。また、防災課長は、2号炉の重大事故等対応を行う要員として、表12-3に定める人数を常時確保する。                      5. 発電管理課長は、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量(以下、本条において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-1に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。                      6. 発電管理課長は、第5項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。                      7. 発電管理課長は、表12-1に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。                      8. 防災課長は、第17条の7第3項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-3に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。                      9. 防災課長は、第8項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。                      10. 防災課長は、表12-3に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。                      11. 所長は、表12-1および表12-3に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前			変更後			理由																								
<p>表12-1</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名</td> <td>2号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td></td> <td><u>3名以上</u></td> <td><u>3名以上</u></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td></td> <td><u>2名以上</u></td> <td><u>2名以上</u></td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名	2号炉		3号炉	運転, 起動, 高温停止の場合		<u>3名以上</u>	<u>3名以上</u>	冷温停止, 燃料交換の場合		<u>2名以上</u>	<u>2名以上</u>	<p>表12-1</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名</td> <td>2号炉</td> <td>3号炉<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td></td> <td><u>7名以上</u></td> <td>＝</td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td></td> <td><u>5名以上</u></td> <td><u>4名以上</u></td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉 <sup>※3</sup>	運転, 起動, 高温停止の場合		<u>7名以上</u>	＝	冷温停止, 燃料交換の場合		<u>5名以上</u>	<u>4名以上</u>
原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉																											
運転, 起動, 高温停止の場合		<u>3名以上</u>	<u>3名以上</u>																											
冷温停止, 燃料交換の場合		<u>2名以上</u>	<u>2名以上</u>																											
原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉 <sup>※3</sup>																											
運転, 起動, 高温停止の場合		<u>7名以上</u>	＝																											
冷温停止, 燃料交換の場合		<u>5名以上</u>	<u>4名以上</u>																											
<p>表12-2</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名</td> <td>2号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td></td> <td>2名以上</td> <td><u>2名以上</u></td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td></td> <td><u>1名以上</u></td> <td>1名以上</td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉	運転, 起動, 高温停止の場合		2名以上	<u>2名以上</u>	冷温停止, 燃料交換の場合		<u>1名以上</u>	1名以上	<p>表12-2</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉の状態</td> <td>中央制御室名</td> <td>2号炉</td> <td>3号炉<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>運転, 起動, 高温停止の場合</td> <td></td> <td>2名以上</td> <td>＝</td> </tr> <tr> <td>冷温停止, 燃料交換の場合</td> <td></td> <td><u>2名以上</u></td> <td>1名以上</td> </tr> </table>			原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉 <sup>※3</sup>	運転, 起動, 高温停止の場合		2名以上	＝	冷温停止, 燃料交換の場合		<u>2名以上</u>	1名以上	
原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉																											
運転, 起動, 高温停止の場合		2名以上	<u>2名以上</u>																											
冷温停止, 燃料交換の場合		<u>1名以上</u>	1名以上																											
原子炉の状態	中央制御室名	2号炉	3号炉 <sup>※3</sup>																											
運転, 起動, 高温停止の場合		2名以上	＝																											
冷温停止, 燃料交換の場合		<u>2名以上</u>	1名以上																											
<p>※1：発電副長の代務を行う発電管理副長を含む。</p>			<p>表12-3</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td><u>重大事故等対策要員（運転員を除く。）</u></td> <td><u>初期消火要員（消防車隊）</u></td> </tr> <tr> <td><u>常駐</u></td> <td><u>23名以上<sup>※4</sup></u></td> <td><u>6名以上</u></td> </tr> <tr> <td><u>参集</u></td> <td><u>54名以上</u></td> <td>＝</td> </tr> </table>				<u>重大事故等対策要員（運転員を除く。）</u>	<u>初期消火要員（消防車隊）</u>	<u>常駐</u>	<u>23名以上<sup>※4</sup></u>	<u>6名以上</u>	<u>参集</u>	<u>54名以上</u>	＝	<p>※1：重大事故等対処設備等の使用を開始するにあたっては、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する。</p> <p>※2：発電副長の代務を行う発電管理副長を含む。</p> <p>※3：3号炉については、原子炉への燃料装荷を行わない。</p> <p>※4：23名以上のうち6名以上を発電所対策本部要員、17名以上を重大事故等対応要員とする。</p>															
	<u>重大事故等対策要員（運転員を除く。）</u>	<u>初期消火要員（消防車隊）</u>																												
<u>常駐</u>	<u>23名以上<sup>※4</sup></u>	<u>6名以上</u>																												
<u>参集</u>	<u>54名以上</u>	＝																												

変更前	変更後	理由
<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長は、原子炉の状態に応じた原子力安全への影響度を考慮して原子炉施設を安全な状態に維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉施設の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>a. 中央制御室における監視、第13条第1項および第2項の巡視点検によって、施設の状態管理を実施し、その結果、機器に異状があれば関係課長に通知する。</p> <p>b. 運転操作（状態管理を含む。）を実施する。</p> <p>c. 原子炉施設に係る警報発生時の対応操作を実施する。</p> <p>d. 原子炉施設の設備故障および事故発生時の対応操作を実施する。</p> <p><u>(2) 発電課長は、各課長の依頼に基づく運転操作（状態管理を含む。）が必要な場合は、第1号b.による運転操作（状態管理を含む。）を実施する。また、各課長は、発電課長から引き渡された系統に対して必要な作業を行い、作業完了後に発電課長へ系統を引き渡す。</u></p> <p><u>(3) 各課長は、第3節（第73条から第76条を除く。）各条第2項の運転上の制限を満足していることを確認するために行う原子炉施設の定期的な試験・確認等の計画を定め、実施する。なお、原子炉起動前の施設および設備の点検については、第16条に従い実施する。</u></p>	<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長は、原子炉の状態に応じた原子力安全への影響度を考慮して原子炉施設を安全な状態に維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉施設 <u>(系統より切離されている施設*1を除く。)</u> の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>a. 中央制御室における監視、第13条第1項および第2項の巡視点検によって、施設の状態管理を実施し、その結果、機器に異状があれば関係課長に通知する。</p> <p>b. 運転操作（状態管理を含む。）を実施する。</p> <p>c. 原子炉施設に係る警報発生時の対応操作を実施する。</p> <p>d. 原子炉施設の設備故障および事故発生時の対応操作を実施する。</p> <p><u>(2) 各課長は、系統より切離されている施設の運転に関する次の業務を実施する。</u></p> <p><u>a. 第13条第3項の巡視点検によって、施設の状態管理を実施し、その結果、施設に異状があれば関係課長に通知する。</u></p> <p><u>(3) 各課長は、系統より切離されている施設の運転に関する次の業務を実施する。</u></p> <p><u>a. 作業に伴う機器操作を実施する。</u></p> <p><u>b. 原子炉施設の設備故障および事故発生時の対応を実施する。</u></p> <p>(4) 発電課長は、各課長の依頼に基づく運転操作（状態管理を含む。）が必要な場合は、第1号b.による運転操作（状態管理を含む。）を実施する。また、各課長は、発電課長から引き渡された系統に対して必要な作業を行い、作業完了後に発電課長へ系統を引き渡す。</p> <p><u>(5) 各課長は、第3節（第73条から第76条を除く。）各条第2項の運転上の制限を満足していることを確認するために行う原子炉施設の定期的な試験・確認等の計画を定め、実施する。なお、原子炉起動前の施設および設備の点検については、第16条に従い実施する。</u></p> <p><u>※1：系統より切離されている施設とは、2号炉の可搬設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備等をいう。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 発電課長は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部および第95条第1項で定める区域を除く）を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。なお、実施においては第107条の3第3項に定める観点を含めて行う（以下、本条において同じ。）。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2. 発電課長は、「パトロール要領書」に基づき、格納容器内部および第95条第1項で定める区域の計器等による監視または巡視点検を行う。</p>	<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 発電課長は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部、第95条第1項で定める区域および系統より切離されている施設<sup>※1</sup>を除く）を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。なお、実施においては第107条の3第3項に定める観点を含めて行う（以下、本条において同じ。）。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2. 発電課長は、「パトロール要領書」に基づき、格納容器内部および第95条第1項で定める区域の計器等による監視または巡視点検を行う。</p> <p><u>3. 各課長は、「重大事故等対処設備（可搬型設備）およびアクセスルートパトロール手順書」に基づき、系統より切離されている施設について一定期間<sup>※2</sup>ごとに巡視し、点検を行う。</u></p> <p><u>※1：系統より切離されている施設とは、2号炉の可搬設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備等をいう。</u></p> <p><u>※2：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができる。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。また、点検可能な時期が定期事業者検査時となる施設については、定期事業者検査ごととする。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

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



変更前	変更後	理由
<p>(引継および通知)</p> <p>第15条 発電課長は、その業務を次の発電課長に引き継ぐにあたり、運転日誌および引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>2. 発電管理課長は本規定に定める通知を受けた場合、当該通知の内容を発電課長に通知する。</p> <p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 <u>発電課長</u>は、原子炉起動前に、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認する。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 制御材駆動設備</p> <p>(3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2. 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、第3節<u>で定める定事検停止時に実施する検査の結果を確認する。</u></p>	<p>(引継および通知)</p> <p>第15条 発電課長は、その業務を次の発電課長に引き継ぐにあたり、運転日誌および引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>2. 発電管理課長は、<u>本規定に定める通知を受けた場合、当該通知の内容を発電課長に通知する。</u></p> <p>3. <u>発電管理課長は、第3節各条の第2項で定める事項<sup>*1</sup>を実施した場合、その結果を発電課長に通知する。</u></p> <p><u>※1：第73条から第76条を除く。</u></p> <p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 <u>各課長</u>は、原子炉起動前に、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認する。<u>なお、各課長が点検を実施した結果は、発電管理課長または防災課長に通知する。</u></p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 制御材駆動設備</p> <p>(3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2. 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、第3節<u>の各条文中で定事検停止時に各課長から発電管理課長に通知されることになっている確認項目<sup>*1*2</sup>について、発電管理課長から発電課長への通知が完了していることを確認する。</u></p> <p>3. <u>防災課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、第3節の各条文中で定事検停止時に各課長から防災課長に通知されることになっている確認項目<sup>*1*2</sup>について、通知が完了していることを確認する。</u></p> <p><u>※1：原子炉起動のための制御棒引き抜き以降に実施される確認項目を除く。</u></p> <p><u>※2：定事検停止時における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目および系統構成に係る確認項目については、原子炉起動のための制御棒引き抜き開始前の1年以内の確認結果を確認することとする。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由						
<p>(地震・火災等発生時の対応)</p> <p>第17条 各課長は、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>(2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に努め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>2. 初期消火活動のための体制の整備として、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>。</p> <p>(2) 防災課長は、初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表17に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 発電課長は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(5) 各課長は、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後、発電所内<sup>※3</sup>の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(6) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</p> <p>表17</p> <table border="1" data-bbox="264 703 857 810"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車<sup>※4</sup></td> <td>1台<sup>※5※6</sup></td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)</td> <td>1500リットル以上<sup>※6</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 発電課長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある<sup>※3</sup>と判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および各課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>※2：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※3：重要度分類指針におけるクラス1、2、3の機能を有する構築物、系統および機器とする。</p> <p>※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p> <p>※5：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</p> <p>※6：発電所合計数</p>	設備	数量	化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5※6</sup>	泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※6</sup>	<p>第17条、第17条の2～第17条の9に変更</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
設備	数量							
化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5※6</sup>							
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※6</sup>							

変更前	変更後	理由
<p><u>（電源機能等喪失時の体制の整備）</u></p> <p><u>第17条の2 防災課長は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備および使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下、「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、所長の承認を得る。</u></p> <p><u>（1）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</u></p> <p><u>（2）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練</u></p> <p><u>（3）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、ポンプ（消防ポンプ自動車に装備されているポンプを含む）、消火ホースおよびその他資機材の配備</u></p> <p><u>2. 各課長は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</u></p> <p><u>3. 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p><u>第17条、第17条の2～第17条の9に変更</u></p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p>(火災発生時の体制の整備)</p> <p>第17条 2号炉について、防災課長は、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置<sup>※2</sup>に関すること</p> <p>(2) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(4) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>(5) 発電所における可燃物の適切な管理に関すること</p> <p>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 2号炉について、発電課長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 3号炉について、防災課長は、初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。</p> <p>(1) 中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する<sup>※2</sup>。</p> <p>(2) 初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 自衛消防隊に対して、火災発生時における初期消火活動等に関する総合的な教育訓練を実施する。</p> <p>(4) 化学消防自動車、泡消火薬剤等の初期消火活動のために必要な資機材<sup>※3</sup>を配備する。</p> <p>6. 3号炉について、各課長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認し、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>7. 3号炉について、各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設<sup>※4</sup>の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>8. 3号炉について、発電課長は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>9. 3号炉について、防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</p> <p>※1：消防機関への通報、消火または延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ。）。</p> <p>※2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由						
	<p>※3</p> <table border="1" data-bbox="1016 164 1742 276"> <thead> <tr> <th data-bbox="1016 164 1435 194">設 備</th> <th data-bbox="1435 164 1742 194">数 量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1016 194 1435 225">化学消防自動車※5</td> <td data-bbox="1435 194 1742 225">1台※6※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1016 225 1435 276">泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む。)</td> <td data-bbox="1435 225 1742 276">1500リットル以上※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構築物，系統および機器とする。</p> <p>※5：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p> <p>※6：化学消防自動車が，点検または故障の場合には，※5に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</p> <p>※7：発電所合計数</p>	設 備	数 量	化学消防自動車※5	1台※6※7	泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む。)	1500リットル以上※7	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
設 備	数 量							
化学消防自動車※5	1台※6※7							
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む。)	1500リットル以上※7							

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p><u>(内部溢水発生時の体制の整備（2号炉））</u>  <u>第17条の2 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動※1を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>(2) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</u>  <u>(3) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u>  <u>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u>  <u>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u>  <u>4. 2号炉について、発電課長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u>  <u>※1：内部溢水発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

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

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p><u>(その他自然災害発生時等の体制の整備)</u>  <u>第17条の4 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻、積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</u>  <u>(3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u>  <u>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u>  <u>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u>  <u>4. 2号炉について、発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u>  <u>5. 2号炉について、原子力部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</u>  <u>6. 2号炉について、原子力部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</u>  <u>7. 2号炉について、原子力部長は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</u>  <u>8. 2号炉について、原子力部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</u>  <u>9. 3号炉について、各課長は、震度5弱以上の地震が観測<sup>※2</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>10. 3号炉について、発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて安全停止状態を維持するための措置について協議する。</u></p> <p><u>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</u>  <u>※2：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p><u>(有毒ガス発生時の体制の整備（2号炉））</u>  <u>第17条の5 2号炉について、防災課長は、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合（以下「有毒ガス発生時」という。）における原子炉施設の保全のための運転員および重大事故等対策要員（運転員を除く。）（以下「運転・対処要員」という。）の防護のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</u></p> <p><u>（1）運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u>  <u>（2）運転・対処要員の防護のための活動を行う要員に対する教育訓練の実施に関すること</u>  <u>（3）運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u></p> <p><u>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>3. 2号炉について、各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>4. 2号炉について、発電課長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>※1：有毒ガス発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</u></p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p><u>(資機材等の整備（2号炉））</u>  <u>第17条の6 2号炉について、各課長は、次の各号の資機材等を整備する。</u>  <u>(1) 防災課長、電気課長、建築課長および発電管理課長は、設計基準事故が発生した場合に用いる標識を設置した安全避難通路、避難用および事故対策用照明を整備するとともに、作業用照明設置箇所以外で現場作業が必要となった場合等に使用する可搬型照明を配備する。なお、可搬型照明は、第17条の7および第17条の8で配備する資機材と兼ねることができる。</u>  <u>(2) 電気課長、計測制御課長および発電管理課長は、設計基準事故が発生した場合に用いる警報装置および通信連絡設備を整備し、警報装置および通信連絡設備の操作に関する手順ならびに専用通信回線、安全パラメータ表示システム（SPDS）およびデータ伝送設備の異常時の対応に関する手順を定める。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p>(重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））  <u>第17条の7 2号炉について、社長は、重大事故に至るおそれのある事故または重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。</u>  <u>2. 2号炉について、原子力部長は、添付1-3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について計画を定める。</u>  <u>3. 2号炉について、防災課長は、第1項の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な重大事故等対策要員<sup>*1</sup>、1号炉運転員、3号炉運転員および初期消火要員（消防車隊）（以下「重大事故等に対処する要員」という。）の役割分担および責任者の配置に関する事項</u>  <u>(2) 重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項</u>  <u>a. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する<sup>*2</sup>こと</u>  <u>b. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</u>  <u>c. 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること</u>  <u>d. 成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること</u>  <u>e. 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること</u>  <u>(3) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業、支援等の原子炉施設の保全のための活動および必要な資機材の配備に関すること</u>  <u>4. 2号炉について、各課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関する手順を定める。また、手順を定めるにあたっては、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従うとともに、重大事故等対処設備を使用する際の切替えの容易性を配慮し、第3項（1）の役割に応じた内容とする。</u>  <u>(1) 重大事故等発生時における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(2) 重大事故等発生時における格納容器の破損を防止するための対策に関すること</u>  <u>(3) 重大事故等発生時における使用済燃料プールに貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(4) 重大事故等発生時における原子炉停止時における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること</u>  <u>(5) 発生する有毒ガスからの運転・対処要員の防護に関すること</u>  <u>5. 2号炉について、各課長は、第3項の計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、重大事故等に対処する要員に第4項の手順を遵守させる。</u>  <u>6. 2号炉について、各課長は、第5項の活動の実施結果をとりまとめ、第3項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u>  <u>7. 2号炉について、原子力部長は、第1項の方針に基づき、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。また、計画は、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u>  <u>(1) 支援に関する活動を行うための役割分担および責任者の配置に関すること</u>  <u>(2) 支援に関する活動を行うための資機材の配備に関すること</u>  <u>8. 2号炉について、原子力部長は、第7項の計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u>  <u>9. 2号炉について、原子力部長は、第7項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
	<p>※1：<u>2号炉運転員を含む。特に断りがない場合は以下、本編において同様とする。</u></p> <p>※2：<u>重大事故等対処設備を設置または改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施する。なお、運転員または重大事故等対策要員（運転員を除く。）を新たに認定する場合は、第12条第2項および第4項の体制に入るまでに実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p>(大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉））  <u>第17条の8 2号炉について、防災課長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合（以下「大規模損壊発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u></p> <p><u>(1) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</u></p> <p><u>(2) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する次の事項</u></p> <p><u>a. 重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって、あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する*1こと</u></p> <p><u>b. 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</u></p> <p><u>c. 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）を年1回以上実施すること</u></p> <p><u>d. 技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得ること</u></p> <p><u>e. 技術的能力の確認訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること</u></p> <p><u>(3) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</u></p> <p><u>2. 2号炉について、各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項に関する手順を定める。また、手順を定めるにあたっては、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従う。</u></p> <p><u>(1) 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること</u></p> <p><u>(2) 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること</u></p> <p><u>(3) 大規模損壊発生時における格納容器の破損を緩和するための対策に関すること</u></p> <p><u>(4) 大規模損壊発生時における使用済燃料プールの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること</u></p> <p><u>(5) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること</u></p> <p><u>3. 2号炉について、各課長は、第1項の計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</u></p> <p><u>4. 2号炉について、各課長は、第3項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>5. 2号炉について、原子力部長は、大規模損壊発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備について計画を策定する。また、計画は、添付1-3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。</u></p> <p><u>6. 2号炉について、原子力部長は、第5項の計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>7. 2号炉について、原子力部長は、第6項の実施内容を踏まえ、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：重大事故等対処設備を設置または改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施し、大規模損壊対応で用いる大型化学高所放水車および化学消防自動車を設置または改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお、運転員、重大事故等対策要員（運転員を除く。）または初期消火要員（消防車隊）を新たに認定する場合は、第12条第2項および第4項の体制に入るまでに実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p>(電源機能等喪失時の体制の整備（3号炉））  <u>第17条の9 3号炉について、防災課長は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備および使用済燃料プールの冷却水を冷却する全ての設備の機能が喪失した場合ならびに使用済燃料プールの冷却水の維持が困難な場合（以下、「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、所長の承認を得る。</u>  <u>(1) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</u>  <u>(2) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練</u>  <u>(3) 電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、ポンプ（消防ポンプ自動車に装備されているポンプを含む。）、消火ホースおよびその他資機材の配備</u>  <u>2. 3号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</u>  <u>3. 3号炉について、各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由																				
<p><b>第2節 運転上の留意事項</b></p> <p>（水質管理）</p> <p>第18条 放射線管理課長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材のpHおよび塩素イオンを1ヶ月に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>2. 発電課長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率を1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。</p> <p>表18</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th colspan="2">項 目</th> <th>基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">原子炉冷却材 (原子炉水)</td> <td style="text-align: center;">導電率</td> <td style="text-align: center;">100 μS/m 以下 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">pH</td> <td style="text-align: center;">5.6～8.6 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">塩素イオン</td> <td style="text-align: center;">0.1ppm 以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目		基準値	原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	100 μS/m 以下 (25℃において)	pH	5.6～8.6 (25℃において)	塩素イオン	0.1ppm 以下	<p><b>第2節 運転上の留意事項</b></p> <p>（水質管理）</p> <p>第18条 放射線管理課長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材のpHおよび塩素イオンを1ヶ月に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>2. 発電課長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率を1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。</p> <p>表18</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th colspan="2">項 目</th> <th>基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">原子炉冷却材 (原子炉水)</td> <td style="text-align: center;">導電率</td> <td style="text-align: center;">100 μS/m 以下 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">pH</td> <td style="text-align: center;">5.6～8.6 (25℃において)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">塩素イオン</td> <td style="text-align: center;">0.1ppm 以下</td> </tr> </tbody> </table>	項 目		基準値	原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	100 μS/m 以下 (25℃において)	pH	5.6～8.6 (25℃において)	塩素イオン	0.1ppm 以下	<p>変更なし</p>
項 目		基準値																				
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	100 μS/m 以下 (25℃において)																				
	pH	5.6～8.6 (25℃において)																				
	塩素イオン	0.1ppm 以下																				
項 目		基準値																				
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	100 μS/m 以下 (25℃において)																				
	pH	5.6～8.6 (25℃において)																				
	塩素イオン	0.1ppm 以下																				

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p><u>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理（2号炉））</u>  <u>第18条の2 2号炉について、発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、開となるおそれがないように施錠管理を行う原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁（原子炉側からみた第1弁）について、閉止施錠状態であることを確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由								
<p style="text-align: center;"><b>第3節 運転上の制限</b></p> <p>(停止余裕)</p> <p>第19条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、停止余裕は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の確認を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>(1) 原子燃料課長は、燃料取替終了後、<math>0.38\% \Delta k/k^{*1}</math>の反応度補正をした状態の停止余裕を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>3. 発電課長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-2の措置を講じる。</p> <p>表19-1</p> <table border="1" data-bbox="136 501 987 603"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止余裕</td> <td>挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること	<p style="text-align: center;"><b>第3節 運転上の制限</b></p> <p>(停止余裕)</p> <p>第19条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、停止余裕は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の確認を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>(1) 原子燃料課長は、燃料取替終了後、<math>0.38\% \Delta k/k^{*1}</math>の反応度補正をした状態の停止余裕を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>3. 発電課長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-2の措置を講じる。</p> <p>表19-1</p> <table border="1" data-bbox="1032 501 1879 603"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止余裕</td> <td>挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限									
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること									
項目	運転上の制限									
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること									

変更前

変更後

理由

表19-2

表19-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転または起動において停止余裕を満足しない場合	A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
D. 原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および	速やかに
	D2. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	D3. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	D4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに
E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1. 炉心変更を中止する。 および	速やかに
	E2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および	速やかに
	E3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	E4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	E5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

条件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転または起動において停止余裕を満足しない場合	A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
D. 原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合	D1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および	速やかに
	D2. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	D3. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	D4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに
E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1. 炉心変更を中止する。 および	速やかに
	E2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 および	速やかに
	E3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	E4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および	速やかに
	E5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

※1：制御棒および燃料の製作公差ならびに計算誤差を考慮した値をいう。

※1：制御棒および燃料の製作公差ならびに計算誤差を考慮した値をいう。

変更前	変更後	理由																										
<p>(反応度監視) 第20条 原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差<sup>*1</sup>は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子燃料課長は、燃料取替後の原子炉起動操作<sup>*2</sup>終了から3日間以内に1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p> <p>(2) 原子燃料課長は、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p> <p>3. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、原子燃料課長および発電課長は、表20-2の措置を講じる。</p> <p>表20-1</p> <table border="1" data-bbox="136 472 983 525"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度の予測値と監視値の差</td> <td>±1%Δk/k以内</td> </tr> </tbody> </table> <p>表20-2</p> <table border="1" data-bbox="136 628 983 940"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合</td> <td>B1. 発電課長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき、制御棒密度には24ポジション以上に引き抜かれている制御棒は含まない。</p> <p>※2：原子炉起動操作とは、原子炉起動に関係する制御棒操作および出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。</p>	項目	運転上の制限	反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。	3日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間	<p>(反応度監視) 第20条 原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差<sup>*1</sup>は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子燃料課長は、燃料取替後の原子炉起動操作<sup>*2</sup>終了から3日間以内に1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p> <p>(2) 原子燃料課長は、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回反応度の予測値と監視値の差を評価する。</p> <p>3. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、原子燃料課長および発電課長は、表20-2の措置を講じる。</p> <p>表20-1</p> <table border="1" data-bbox="1032 472 1879 525"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度の予測値と監視値の差</td> <td>±1%Δk/k以内</td> </tr> </tbody> </table> <p>表20-2</p> <table border="1" data-bbox="1032 628 1879 940"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合</td> <td>B1. 発電課長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき、制御棒密度には24ポジション以上に引き抜かれている制御棒は含まない。</p> <p>※2：原子炉起動操作とは、原子炉起動に関係する制御棒操作および出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。</p>	項目	運転上の制限	反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。	3日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間	<p>理由</p> <p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																											
反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。	3日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間																										
項目	運転上の制限																											
反応度の予測値と監視値の差	±1%Δk/k以内																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 原子燃料課長が、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子燃料課長は、反応度差を生じた原因の調査および対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を発電管理課長に通知する。	3日間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合 または 原子燃料課長が運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間																										

変更前	変更後	理由																																
<p>(制御棒の動作確認)</p> <p>第21条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒および引抜制御棒1本だけが動作不能の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、1ノッチの挿入および引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能*1となった制御棒およびスタックした制御棒を除く。また、他の条文中で制御棒の操作を禁止された場合も除く。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該制御棒がスタックまたは動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1または表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>表21-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">制御棒</td> <td>(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表21-2-1（制御棒がスタックした場合）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 引抜制御棒が1本スタックした場合</td> <td>A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">2時間  3日間  24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合</td> <td>B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。</td> <td style="text-align: center;">2時間  24時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td style="text-align: center;">24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと	条件	要求される措置	完了時間	A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。	2時間  3日間  24時間	B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。	2時間  24時間	C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	<p>(制御棒の動作確認)</p> <p>第21条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒は表21-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒および引抜制御棒1本だけが動作不能の場合を除く。</p> <p>2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、全制御棒の位置を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、1ノッチの挿入および引抜が可能であることを1ヶ月に1回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能*1となった制御棒およびスタックした制御棒を除く。また、他の条文中で制御棒の操作を禁止された場合も除く。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、制御棒が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該制御棒がスタックまたは動作不能かを速やかに判断し、表21-2-1または表21-2-2の措置を講じる。</p> <p>表21-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">制御棒</td> <td>(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表21-2-1（制御棒がスタックした場合）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 引抜制御棒が1本スタックした場合</td> <td>A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">2時間  3日間  24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合</td> <td>B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。</td> <td style="text-align: center;">2時間  24時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td style="text-align: center;">24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと	条件	要求される措置	完了時間	A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。	2時間  3日間  24時間	B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。	2時間  24時間	C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	
項目	運転上の制限																																	
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。	2時間  3日間  24時間																																
B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。	2時間  24時間																																
C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																
項目	運転上の制限																																	
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと (2) 制御棒が動作不能でないこと																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 引抜制御棒が1本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および A2. 原子燃料課長は停止余裕を評価し、その結果を発電管理課長に通知する。 および A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して1ノッチ挿入・引抜が可能であることを確認する。	2時間  3日間  24時間																																
B. 引抜制御棒が2本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 および B2. 高温停止にする。	2時間  24時間																																
C. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																

変更前			変更後			理由
表2 1-2-2（制御棒が動作不能の場合）			表2 1-2-2（制御棒が動作不能の場合）			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 引抜制御棒が2本以上動作不能となった場合	A1. 当該制御棒の操作を行わない。 および A2. 動作不能となった制御棒を2本未満にする。	速やかに  2 4時間	A. 引抜制御棒が2本以上動作不能となった場合	A1. 当該制御棒の操作を行わない。 および A2. 動作不能となった制御棒を2本未満にする。	速やかに  2 4時間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合（該当制御棒が8本以下の場合）	B1. 当該制御棒を全挿入する。（要求される措置A1は適用除外とする） および B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間  4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合（該当制御棒が8本以下の場合）	B1. 当該制御棒を全挿入する。（要求される措置A1は適用除外とする。） および B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間  4時間	
C. 条件A（該当制御棒が9本以上の場合）またはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。（要求される措置A1は適用除外とする）	2 4時間	C. 条件A（該当制御棒が9本以上の場合）またはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。（要求される措置A1は適用除外とする。）	2 4時間	
※1：動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※2をいう。 ① 制御棒の位置が確認できない。 ② 通常駆動による制御棒の挿入ができないまたは引き抜きができない。ただし、原子炉手動操作系または制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とは見なさない。 ③ 制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。			※1：動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態※2をいう。 ① 制御棒の位置が確認できない。 ② 通常駆動による制御棒の挿入ができないまたは引き抜きができない。ただし、原子炉手動操作系または制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とは見なさない。 ③ 制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。			
※2：スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表2 2-2で定める値であることおよび原子炉保護系計装の[スクラム回路（自動）]要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。			※2：スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表2 2-2で定める値であることおよび原子炉保護系計装の[スクラム回路（自動）]要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。			

変更前	変更後	理由																								
<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第2.2条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒のスクラム機能は、表2.2-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時にスクラム時間が表2.2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表2.2-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、発電課長は、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表2.2-2に定める値であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 発電課長は、制御棒のスクラム機能が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表2.2-3の措置を講じる。</p>	<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第2.2条 原子炉の状態が運転および起動において、制御棒のスクラム機能<sup>※1</sup>は、表2.2-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時にスクラム時間が表2.2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表2.2-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、発電課長は、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表2.2-2に定める値であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 発電課長は、制御棒のスクラム機能が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表2.2-3の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>																								
<p>表2.2-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒のスクラム機能</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒のスクラム機能	動作可能であること	<p>表2.2-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒のスクラム機能</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒のスクラム機能	動作可能であること																	
項目	運転上の制限																									
制御棒のスクラム機能	動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
制御棒のスクラム機能	動作可能であること																									
<p>表2.2-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)</td> <td>1.62秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>10.5MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上	<p>表2.2-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)</td> <td>1.62秒以下</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラムアキュムレータの圧力</td> <td>10.5MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上													
項目	判定値																									
全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下																									
制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上																									
項目	判定値																									
全制御棒のスクラム時間の平均値 (75%挿入)	1.62秒以下																									
制御棒スクラムアキュムレータの圧力	10.5MPa[gage]以上																									
<p>表2.2-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合</td> <td>A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>8時間 8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合</td> <td>B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>1時間 1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8時間 8時間	B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1時間 1時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1時間	<p>表2.2-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合</td> <td>A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>8時間 8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合</td> <td>B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>1時間 1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8時間 8時間	B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1時間 1時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1時間	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8時間 8時間																								
B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1時間 1時間																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1時間																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 制御棒スクラムアキュムレータ1基の圧力が表2.2-2を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8時間 8時間																								
B. 制御棒スクラムアキュムレータ2基以上の圧力が表2.2-2を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表2.2-2に定める値に復旧する。 または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1時間 1時間																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1時間																								
	<p>※1：制御棒のスクラム機能のうち、2号炉の制御棒、制御棒駆動機構および制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備を兼ねる。</p>																									

変更前	変更後	理由																																				
<p>(制御棒の操作)                      第23条 原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 原子燃料課長は、原子炉の状態が運転および起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。                      3. 発電課長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p>	<p>(制御棒の操作)                      第23条 原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 原子燃料課長は、原子炉の状態が運転および起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。                      3. 発電課長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>																																				
<p>表23-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること	<p>表23-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること																													
項目	運転上の制限																																					
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること																																					
項目	運転上の制限																																					
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること																																					
<p>表23-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>3時間 4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	<p>表23-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>3時間 4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																				
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																				
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																				
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。 おおよび B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	3時間 4時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																				
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																				
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																				
<p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。                      ※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>	<p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。                      ※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>																																					

変更前	変更後	理由																				
<p>(ほう酸水注入系)</p> <p>第24条 原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁<sup>※1</sup>が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 放射線管理課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度が図24-1、2の範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>(5) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>(6) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、主要な電動弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列<sup>※2</sup>が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管およびほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう（主要な電動弁については、第2項（6）においても同じ。）。</p> <p>※2：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">ほう酸水注入ポンプ吐出圧力</td> <td style="text-align: center;">8.4MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること	項目	判定値	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	8.4MPa[gage]以上	<p>(ほう酸水注入系)</p> <p>第24条 原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系<sup>※1</sup>は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁<sup>※2</sup>が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 放射線管理課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度が図24-1、2の範囲内にあることを毎日1回確認する。</p> <p>(5) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>(6) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、主要な電動弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列<sup>※3</sup>が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2号炉のほう酸水注入系は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-2-3）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管およびほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう（主要な電動弁については、第2項（6）においても同じ。）。</p> <p>※3：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)</td> <td style="text-align: center;">判定値</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2号炉</td> <td style="text-align: center;">□MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3号炉</td> <td style="text-align: center;">8.4MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること	項目	判定値	(ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値	2号炉	□MPa[gage]以上	3号炉	8.4MPa[gage]以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																					
ほう酸水注入系	(1) 1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること																					
項目	判定値																					
ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	8.4MPa[gage]以上																					
項目	運転上の制限																					
ほう酸水注入系	(1) 1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量および濃度が確保されていること																					
項目	判定値																					
(ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値																					
2号炉	□MPa[gage]以上																					
3号炉	8.4MPa[gage]以上																					

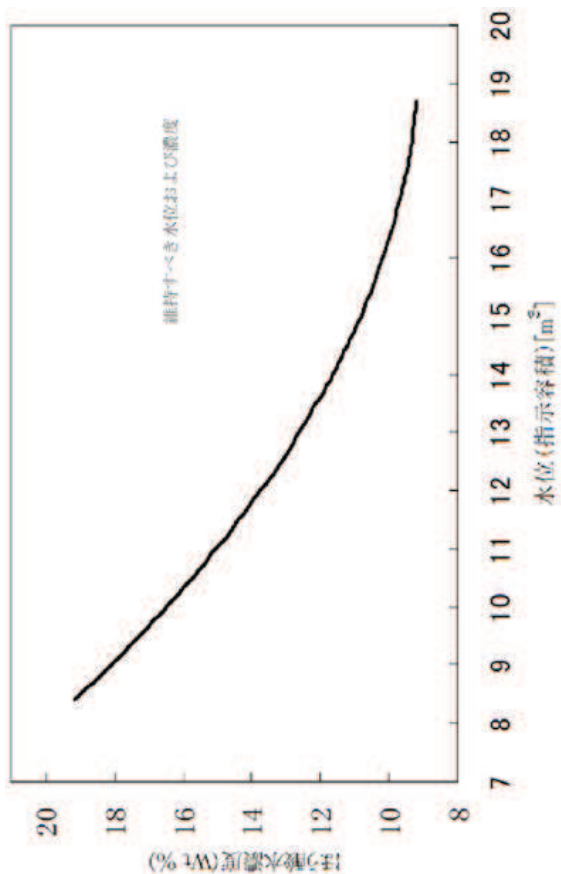


変更前

表24-3

条件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度が図24-1, 2の範囲内でない場合	A1. ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。	3日間
B. ほう酸水注入系が動作不能な場合	B1. ほう酸水注入系を復旧する。	8時間
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間

図24-1

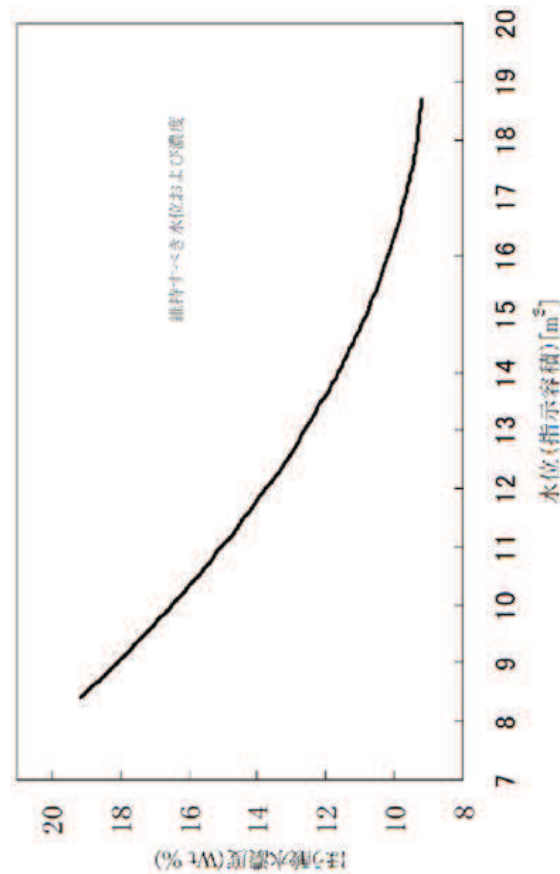


変更後

表24-3

条件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度が図24-1, 2の範囲内でない場合	A1. ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。	3日間
B. ほう酸水注入系が動作不能な場合	B1. ほう酸水注入系を復旧する。	8時間
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間

図24-1



理由

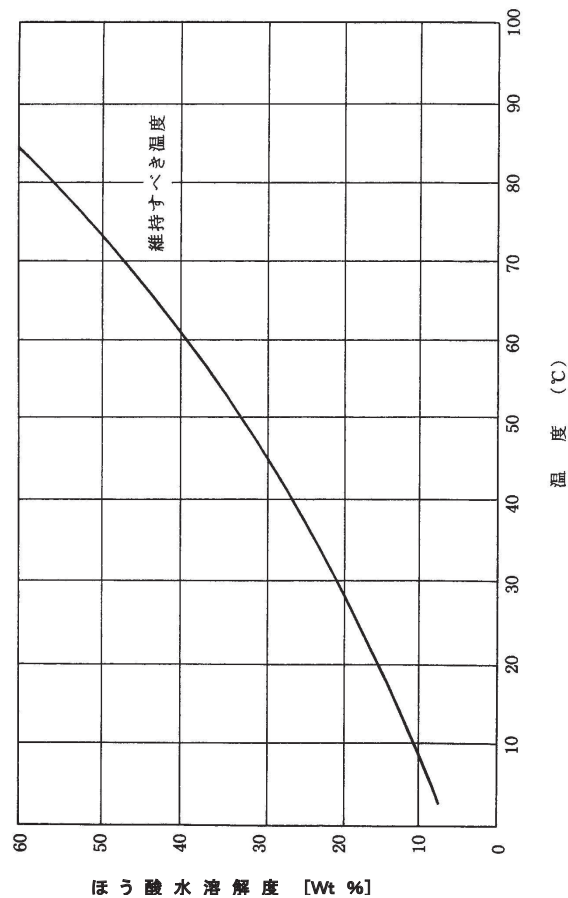
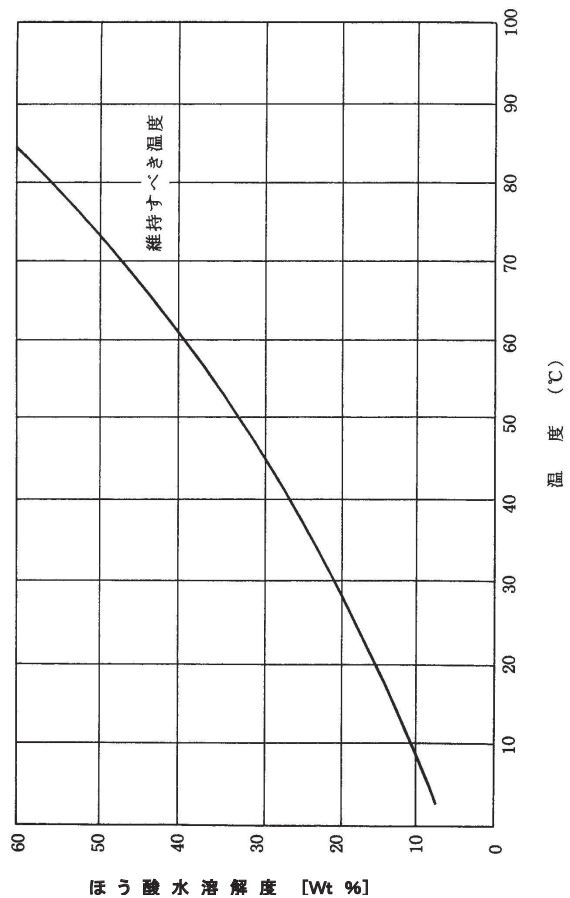
変更前

変更後

理由

図24-2

図24-2

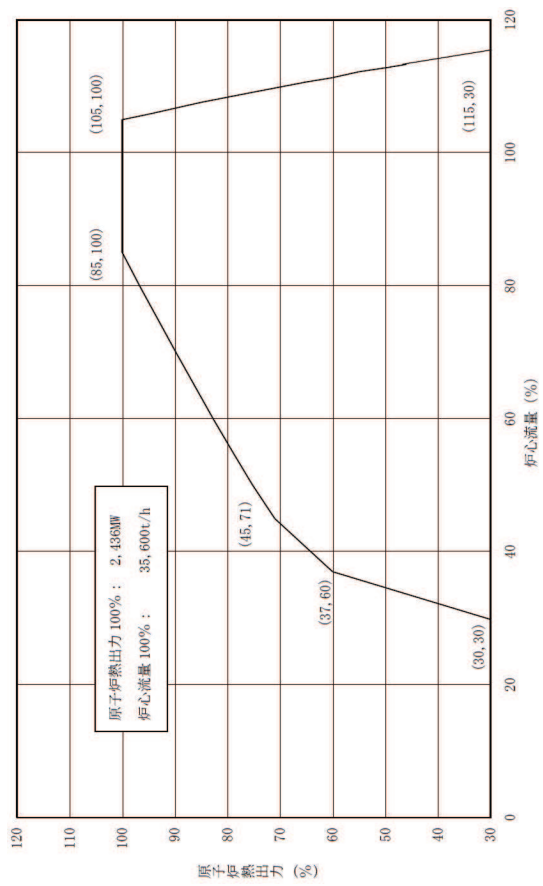


変更前	変更後	理由																								
<p>(原子炉熱的制限値)                      第25条 原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉熱出力30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度を24時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、最小限界出力比または燃料棒最大線出力密度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-2の措置を講じる。</p> <p>表25-1</p> <table border="1" data-bbox="125 427 992 619"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）</td> <td>1.24以上 1.23以上 1.22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表25-2</p> <table border="1" data-bbox="125 667 992 746"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制限値以内に復旧する措置<sup>※1</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。</p>	項目	運転上の制限	最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）	1.24以上 1.23以上 1.22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに	<p>(原子炉熱的制限値)                      第25条 原子炉熱出力が30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉熱出力30%以上において、最小限界出力比および燃料棒最大線出力密度を24時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、最小限界出力比または燃料棒最大線出力密度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-2の措置を講じる。</p> <p>表25-1</p> <table border="1" data-bbox="1021 427 1888 619"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）</td> <td>1.24以上 1.23以上 1.22以上</td> </tr> <tr> <td>燃料棒最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表25-2</p> <table border="1" data-bbox="1021 667 1888 746"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制限値以内に復旧する措置<sup>※1</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉熱出力を30%未満にすることを含む。</p>	項目	運転上の制限	最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）	1.24以上 1.23以上 1.22以上	燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																									
最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）	1.24以上 1.23以上 1.22以上																									
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下																									
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに																								
項目	運転上の制限																									
最小限界出力比 高燃焼度8×8燃料 9×9燃料（A型） 9×9燃料（B型）	1.24以上 1.23以上 1.22以上																									
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m以下																									
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに																								

変更前	変更後	理由																				
<p>(原子炉熱出力および炉心流量) 第26条 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量は、表26-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉熱出力および炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉熱出力30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量が図26に定める運転範囲にあることを24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 原子燃料課長は、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、発電管理課長に通知する。発電課長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値<sup>*1</sup>および1時間平均値<sup>*2</sup>が原子炉熱出力100%以下であることを1時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉熱出力および炉心流量が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-2の措置を講じる。</p> <p>表26-1</p> <table border="1" data-bbox="129 523 981 576"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力および炉心流量</td> <td>図26に定める運転範囲にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表26-2</p> <table border="1" data-bbox="129 628 981 703"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転範囲内に復旧する措置<sup>*3</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：瞬時値とは、計算機により算出される1分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力100%に対して1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：1時間平均値とは、計算機により算出される当該1時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。</p> <p>※3：原子炉熱出力を30%未満を含む。</p>	項目	運転上の制限	原子炉熱出力および炉心流量	図26に定める運転範囲にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>*3</sup> を開始する。	速やかに	<p>(原子炉熱出力および炉心流量) 第26条 原子炉熱出力が30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量は、表26-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉熱出力および炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉熱出力30%以上において、原子炉熱出力および炉心流量が図26に定める運転範囲にあることを24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 原子燃料課長は、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、発電管理課長に通知する。発電課長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値<sup>*1</sup>および1時間平均値<sup>*2</sup>が原子炉熱出力100%以下であることを1時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉熱出力および炉心流量が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-2の措置を講じる。</p> <p>表26-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 523 1877 576"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力および炉心流量</td> <td>図26に定める運転範囲にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表26-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 628 1877 703"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転範囲内に復旧する措置<sup>*3</sup>を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：瞬時値とは、計算機により算出される1分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力100%に対して1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：1時間平均値とは、計算機により算出される当該1時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。</p> <p>※3：原子炉熱出力を30%未満を含む。</p>	項目	運転上の制限	原子炉熱出力および炉心流量	図26に定める運転範囲にあること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>*3</sup> を開始する。	速やかに	<p>理由</p> <p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																					
原子炉熱出力および炉心流量	図26に定める運転範囲にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>*3</sup> を開始する。	速やかに																				
項目	運転上の制限																					
原子炉熱出力および炉心流量	図26に定める運転範囲にあること																					
条 件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>*3</sup> を開始する。	速やかに																				

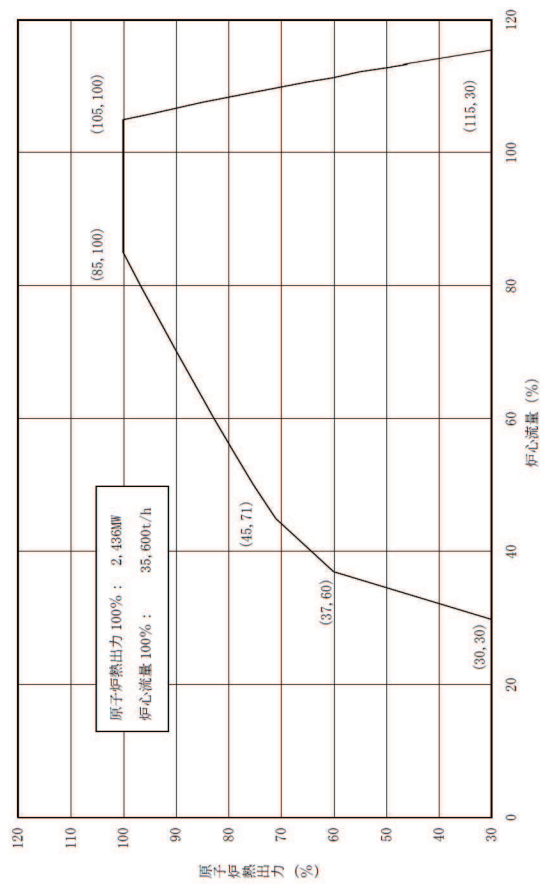
変更前

図26



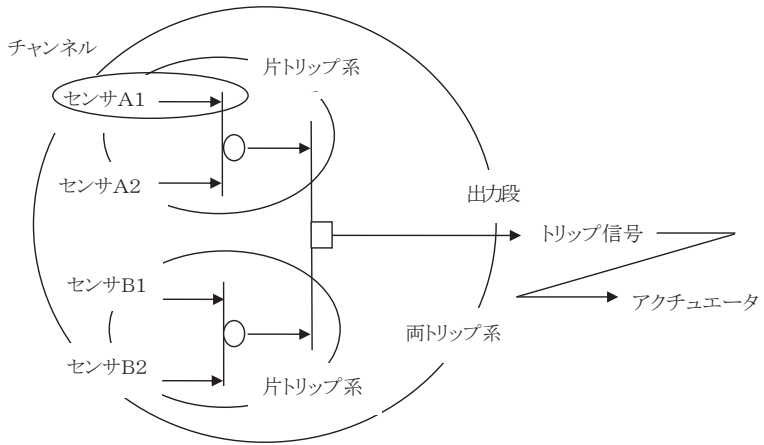
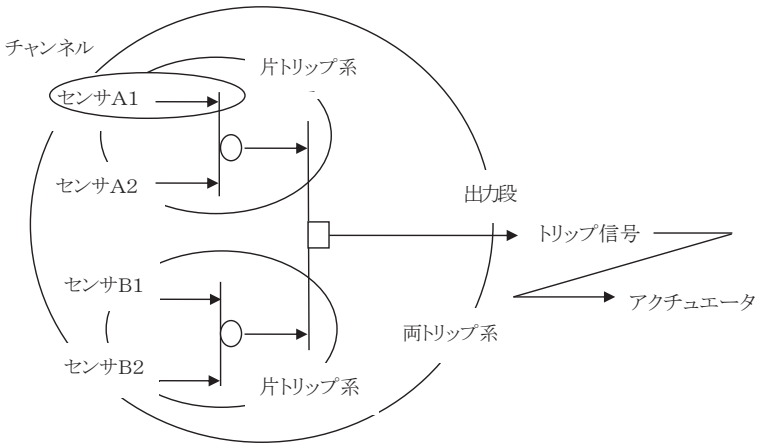
変更後

図26



理由

変更前	変更後	理由								
<p>(計測および制御設備)                      第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備<sup>*1</sup>は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。                      (1) 原子炉保護系計装                      (2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装                      (3) 非常用炉心冷却系計装                      （低圧炉心スプレイ系計装、低圧注水系計装、高圧炉心スプレイ系計装、自動減圧系計装）                      (4) 格納容器隔離系計装                      （主蒸気隔離弁計装、格納容器隔離系計装、原子炉建屋隔離系計装）                      (5) その他の計装                      （非常用ディーゼル発電機計装、原子炉隔離時冷却系計装、原子炉再循環ポンプトリップ計装、制御棒引抜監視装置計装、タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装、中央制御室外原子炉停止装置計装、中央制御室非常用換気空調系計装、事故時計装）                      2. 計測および制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 各課長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を発電管理課長に通知する。なお、各課長は前項で定める計測および制御設備に関係する事象を発見した場合には、誤動作<sup>*2</sup>または誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。                      3. 発電課長は、計測および制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p>	<p>(計測および制御設備)                      第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備<sup>*1</sup>は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。                      (1) 原子炉保護系計装                      (2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装                      (3) 非常用炉心冷却系計装                      （低圧炉心スプレイ系計装、低圧注水系計装、高圧炉心スプレイ系計装、自動減圧系計装）                      (4) 格納容器隔離系計装                      （主蒸気隔離弁計装、格納容器隔離系計装、原子炉建屋隔離系計装）                      (5) その他の計装                      （非常用ディーゼル発電機計装、原子炉隔離時冷却系計装、原子炉再循環ポンプトリップ計装、制御棒引抜監視装置計装、タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装、中央制御室外原子炉停止装置計装、中央制御室非常用換気空調系計装、事故時計装）                      2. 計測および制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 各課長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施し、その結果を発電管理課長に通知する。なお、各課長は前項で定める計測および制御設備に関係する事象を発見した場合には、誤動作<sup>*2</sup>または誤不動作<sup>*3</sup>等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。                      3. 発電課長は、計測および制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。</p>									
<p>表27-1</p>	<p>表27-1</p>									
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="114 761 358 790">項目</th> <th data-bbox="362 761 1005 790">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="114 793 358 954">計測および制御設備</td> <td data-bbox="362 793 1005 954"> <p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	計測および制御設備	<p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 761 1254 790">項目</th> <th data-bbox="1258 761 1901 790">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 793 1254 954">計測および制御設備</td> <td data-bbox="1258 793 1901 954"> <p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	計測および制御設備	<p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p>	
項目	運転上の制限									
計測および制御設備	<p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p>									
項目	運転上の制限									
計測および制御設備	<p style="text-align: center;">動作可能であること<sup>*4</sup></p> <p>なお、適用される原子炉の状態および動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p>									

変更前	変更後	理由
<p>※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。</p>  <p>※2：本条における誤動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。</p> <p>※3：本条における誤不動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、または、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。</p> <p>※4：本条における動作可能であることは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p>	<p>※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。</p>  <p>※2：本条における誤動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。</p> <p>※3：本条における誤不動作とは、計測および制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、または、そのような状態が発生すると推定される状態をいう。</p> <p>※4：本条における動作可能であることは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p>	

変更前

変更後

理由

表27-2 計測および制御設備に係る確認

1. 原子炉保護系計装

表27-2-1 原子炉保護系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ベリト)短	10秒以上 (中間領域)	発電課長は、原子炉の状態が起動、高温停止*1、冷温停止*1、および燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。*2	毎日1回
		発電課長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正*3（検出器を除く）および論理回路機能*4を確認する。	定事検停止時
b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」「起動」の時)	発電課長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		発電課長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	発電課長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		原子燃料課長は、原子炉の状態が運転の時に平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御課長は校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御課長は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
(b) 熱流束相当	自動可変設定 (図27に示す設定値以下)	原子燃料課長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御課長は校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御課長は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

表27-2 計測および制御設備に係る確認

1. 原子炉保護系計装

表27-2-1 原子炉保護系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ベリト)短	10秒以上 (中間領域)	発電課長は、原子炉の状態が起動、高温停止*1、冷温停止*1、および燃料交換*1において動作不能でないことを指示により確認する。*2	毎日1回
		発電課長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正*3（検出器を除く）および論理回路機能*4を確認する。	定事検停止時
b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」「起動」の時)	発電課長は、原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		発電課長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	発電課長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		原子燃料課長は、原子炉の状態が運転の時に平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御課長は校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御課長は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
(b) 熱流束相当	自動可変設定 (図27に示す設定値以下)	原子燃料課長は、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて計測制御課長は校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御課長は、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd/tに1回
		計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

記載の適正化



変更前			変更後			理由	
		計測制御課長は、流量信号校正を実施する。	定事検停止時				計測制御課長は、流量信号校正を実施する。
b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 原子炉圧力高	7. 22MPa[gage]以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	3. 原子炉圧力高	7. 22MPa[gage]以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
4. 原子炉水位低 (L3)	1,344cm以上(圧力容器零レベルより)	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	4. 原子炉水位低 (L3)	1,344cm以上(圧力容器零レベルより)	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
6. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	6. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
7. スクラム排出容器水位高	68.5 L以下(スクラム排出容器1個あたり)	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	7. スクラム排出容器水位高	68.5 L以下(スクラム排出容器1個あたり)	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下*5	発電課長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことの確認を行う。	起動時	8. 主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下*5	発電課長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことの確認を行う。	起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧*5 4. 12MPa[gage]以上 励磁位置*5	発電課長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことの確認を行う。	起動時	9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧*5 4. 12MPa[gage]以上 励磁位置*5	発電課長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことの確認を行う。	起動時
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	10. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	発電課長は、原子炉の運転状態が運転および起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時			計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

変更前				変更後				理由
11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下3階床水平(0P-8.1m) b. 原子炉建屋地下1階床水平(0P6.0m) c. 原子炉建屋地下3階床鉛直(0P-8.1m) OP: 女川原子力発電所工事用基準面	原子炉建屋地下3階床水平 200Gal以下 原子炉建屋地下1階床水平 400Gal以下(2号炉) 350Gal以下(3号炉) 原子炉建屋地下3階床鉛直 100Gal以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下3階床水平(0P-8.1m) b. 原子炉建屋地下1階床水平(0P6.0m) c. 原子炉建屋地下3階床鉛直(0P-8.1m) OP: 女川原子力発電所工事用基準面	原子炉建屋地下3階床水平 200Gal以下 原子炉建屋地下1階床水平 400Gal以下(2号炉) 350Gal以下(3号炉) 原子炉建屋地下3階床鉛直 100Gal以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
13. スクラム回路	—	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。 計測制御課長は、手動スクラム論理回路機能を確認する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	13. スクラム回路	—	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。 計測制御課長は、手動スクラム論理回路機能を確認する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	
※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。 ※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。 ※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサがあらかじめ定められた信号（設定値）にて、許容範囲内で出力信号を発生するよう調整することをいう。 ※4：本条における論理回路機能の確認とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。 ※5：タービン入口蒸気第1段圧力が2号炉においては1.293MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 3号炉においては1.24MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 以上で運転している時。				※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。 ※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。 ※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサがあらかじめ定められた信号（設定値）にて、許容範囲内で出力信号を発生するよう調整することをいう。 ※4：本条における論理回路機能の確認とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。 ※5：タービン入口蒸気第1段圧力が2号炉においては1.293MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 3号炉においては1.24MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 以上で運転している時。				

変更前

変更後

理由

2. 起動領域モニタ（中性子源領域）計装  
表2.7-2-2 起動領域モニタ計装に係る確認

要素	項目	頻度
1. 起動領域モニタ	発電課長は、計数率が3 cps（3号炉においては3 s <sup>-1</sup> ）以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>*1</sup> 、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> の場合毎日1回、炉心変更中 <sup>*2</sup> の場合12時間に1回
	発電課長は、原子炉の状態が起動 <sup>*1</sup> 、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。	定事検停止時

2. 起動領域モニタ（中性子源領域）計装  
表2.7-2-2 起動領域モニタ計装に係る確認

要素	項目	頻度
1. 起動領域モニタ	発電課長は、計数率が3 cps（3号炉においては3 s <sup>-1</sup> ）以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動 <sup>*1</sup> 、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> の場合毎日1回、炉心変更中 <sup>*2</sup> の場合12時間に1回
	発電課長は、原子炉の状態が起動 <sup>*1</sup> 、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	計測制御課長は、チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。	定事検停止時

※1：中性子源領域である場合。  
※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。

※1：中性子源領域である場合。  
※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。

3. 非常用炉心冷却系計装  
(1) 低圧炉心スプレィ系計装  
表2.7-2-3 (1) 低圧炉心スプレィ系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低（L1）	947cm以上 （圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
3. 注入隔離弁差圧低（注入可）	4.90MPa[gage] <sup>*1</sup> （2号炉） 5.0MPa[gage] <sup>*1</sup> （3号炉）		

3. 非常用炉心冷却系計装  
(1) 低圧炉心スプレィ系計装  
表2.7-2-3 (1) 低圧炉心スプレィ系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低（L1）	947cm以上 （圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
3. 注入隔離弁差圧低（注入可）	4.90MPa[gage] <sup>*1</sup> （2号炉） 5.0MPa[gage] <sup>*1</sup> （3号炉）		

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

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

(2) 低圧注水系計装  
表2.7-2-3 (2) 低圧注水系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低（L1）	947cm以上 （圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
3. 注入隔離弁差圧低（注入可）	4.90MPa[gage] <sup>*1</sup> （2号炉） 5.0MPa[gage] <sup>*1</sup> （3号炉）		

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

(2) 低圧注水系計装  
表2.7-2-3 (2) 低圧注水系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低（L1）	947cm以上 （圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
3. 注入隔離弁差圧低（注入可）	4.90MPa[gage] <sup>*1</sup> （2号炉） 5.0MPa[gage] <sup>*1</sup> （3号炉）		

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

記載の適正化

変更前

変更後

理由

(3) 高圧炉心スプレイ系計装

表27-2-3 (3) 高圧炉心スプレイ系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低 (L2)	1, 216cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時

(3) 高圧炉心スプレイ系計装

表27-2-3 (3) 高圧炉心スプレイ系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低 (L2)	1, 216cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時

(4) 自動減圧系計装

表27-2-3 (4) 自動減圧系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低 (L1)	947cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> および高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 自動減圧系始動タイム	120 秒以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高	0. 98MPa[gage] <sup>※2</sup> (2号炉) 1. 0MPa[gage] <sup>※2</sup> (3号炉)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> および高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
5. 残留熱除去系ポンプ出口圧力高	0. 69MPa[gage] <sup>※2</sup> (2号炉) 0. 7MPa[gage] <sup>※2</sup> (3号炉)	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

(4) 自動減圧系計装

表27-2-3 (4) 自動減圧系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位異常低 (L1)	947cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> および高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 自動減圧系始動タイム	120 秒以下	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高	0. 98MPa[gage] <sup>※2</sup> (2号炉) 1. 0MPa[gage] <sup>※2</sup> (3号炉)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> および高温停止 <sup>※1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
5. 残留熱除去系ポンプ出口圧力高	0. 69MPa[gage] <sup>※2</sup> (2号炉) 0. 7MPa[gage] <sup>※2</sup> (3号炉)	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

※1：原子炉圧力が 0. 77MPa[gage] 以上の場合。

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

※1：原子炉圧力が 0. 77MPa[gage] 以上の場合。

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

変更前		変更後		理由																																																																					
4. 格納容器隔離系計装 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4(1) 主蒸気隔離弁計装に係る確認		4. 格納容器隔離系計装 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4(1) 主蒸気隔離弁計装に係る確認		記載の適正化																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 主蒸気管流量大</td> <td>定格蒸気流量の140%以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4. 主蒸気管トンネル温度高</td> <td>・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5. 主蒸気管圧力低</td> <td>5.86MPa[gage]以上</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>6. 復水器真空度低</td> <td>真空度 28.8kPa[gage]以上</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目		頻度	1. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下			4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下			5. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上			6. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上			<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 主蒸気管流量大</td> <td>定格蒸気流量の140%以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4. 主蒸気管トンネル温度高</td> <td>・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5. 主蒸気管圧力低</td> <td>5.86MPa[gage]以上</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>6. 復水器真空度低</td> <td>真空度 28.8kPa[gage]以上</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目	頻度	1. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下			4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下			5. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上			6. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上																	
要素	設定値	項目	頻度																																																																						
1. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下																																																																								
4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下																																																																								
5. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上																																																																								
6. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上																																																																								
要素	設定値	項目	頻度																																																																						
1. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下																																																																								
4. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下																																																																								
5. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上																																																																								
6. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上																																																																								
※1：主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。		※1：主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。																																																																							
(2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4(2) 格納容器隔離系計装に係る確認		(2) 格納容器隔離系計装 表27-2-4(2) 格納容器隔離系計装に係る確認																																																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>b. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>c. 主蒸気管流量大</td> <td>定格蒸気流量の140%以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>d. 主蒸気管トンネル温度高</td> <td>・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>e. 主蒸気管圧力低</td> <td>5.86MPa[gage]以上</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>f. 復水器真空度低</td> <td>真空度 28.8kPa[gage]以上</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>b. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目	頻度	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下			d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下			e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>b. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>c. 主蒸気管流量大</td> <td>定格蒸気流量の140%以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>d. 主蒸気管トンネル温度高</td> <td>・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>e. 主蒸気管圧力低</td> <td>5.86MPa[gage]以上</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>f. 復水器真空度低</td> <td>真空度 28.8kPa[gage]以上</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td>1,216cm以上(圧力容器零レベルより)</td> <td>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動<sup>*1</sup>および高温停止<sup>*1</sup>において動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>b. 主蒸気管放射能高</td> <td>10×(通常運転時のバックグラウンド)以下</td> <td>(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目	頻度	1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下			d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下			e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
要素	設定値	項目	頻度																																																																						
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下																																																																								
d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下																																																																								
e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
要素	設定値	項目	頻度																																																																						
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下																																																																								
d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下																																																																								
e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位異常低(L2)	1,216cm以上(圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回																																																																						
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時																																																																						

変更前

変更後

理由

変更前		変更後		理由
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下	
d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下	d. 主蒸気管トンネル温度高	・温度 93℃以下 ・差温度 63℃以下	
e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	e. 主蒸気管圧力低	5.86MPa[gage]以上	
f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	f. 復水器真空度低	真空度 28.8kPa[gage]以上	
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低（L2）	1,216cm以上（圧力容器零レベルより）	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低（L2）	1,216cm以上（圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。
				毎日1回 定事検停止時
4. 格納容器調気系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	4. 格納容器調気系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	毎日1回 定事検停止時
c. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	c. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	
d. 燃料取替エリア放射能高※2	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	d. 燃料取替エリア放射能高※2	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	毎日1回 定事検停止時
6. 格納容器ドレン系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	6. 格納容器ドレン系 a. 原子炉水位低（L3）	1,344cm以上（圧力容器零レベルより）	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。
b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	b. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下	毎日1回 定事検停止時

※1：主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

※1：主蒸気管圧力低については、起動および高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

変更前

変更後

理由

(3) 原子炉建屋隔離系計装  
表27-2-4 (3) 原子炉建屋隔離系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L3)	1,344cm以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
4. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

(3) 原子炉建屋隔離系計装  
表27-2-4 (3) 原子炉建屋隔離系計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (L3)	1,344cm以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
4. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下	(2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

5. その他計装

5. その他計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

表27-2-5 (1) 非常用ディーゼル発電機計装に係る確認

表27-2-5 (1) 非常用ディーゼル発電機計装に係る確認

要素	設定値	項目	頻度
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	—	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時 定事検停止時
b. 原子炉水位異常低 (L1)	947cm以上 (圧力容器零レベルより)		定事検停止時
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
2. 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	—	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時 定事検停止時
b. 原子炉水位異常低 (L2)	1,216cm以上 (圧力容器零レベルより)		定事検停止時
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時

要素	設定値	項目	頻度
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	—	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時 定事検停止時
b. 原子炉水位異常低 (L1)	947cm以上 (圧力容器零レベルより)		定事検停止時
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時
2. 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	—	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線電圧低を除く。 (3) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時 定事検停止時
b. 原子炉水位異常低 (L2)	1,216cm以上 (圧力容器零レベルより)		定事検停止時
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時

変更前				変更後				理由
(2) 原子炉隔離時冷却系計装 表2.7-2-5 (2) 原子炉隔離時冷却系計装に係る確認				(2) 原子炉隔離時冷却系計装 表2.7-2-5 (2) 原子炉隔離時冷却系計装に係る確認				記載の適正化
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位異常低 (L2)	1, 216cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時	1. 原子炉水位異常低 (L2)	1, 216cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>*1</sup> および高温停止 <sup>*1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時	
※1：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合。				※1：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合。				
(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表2.7-2-5 (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装に係る確認				(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表2.7-2-5 (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装に係る確認				記載の適正化
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10% 閉以下 <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	1. 主蒸気止め弁閉	全開状態より 10% 閉以下 <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧 <sup>*1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 励磁位置 <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧 <sup>*1</sup> 4. 12MPa[gage]以上 励磁位置 <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
※1：タービン入口蒸気第1段圧力が、2号炉においては1.293MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当}、3号炉においては1.24MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 以上で運転している時。				※1：タービン入口蒸気第1段圧力が、2号炉においては1.293MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当}、3号炉においては1.24MPa[gage] {原子炉熱出力の30%相当} 以上で運転している時。				
(4) 制御棒引抜監視装置計装 表2.7-2-5 (4) 制御棒引抜監視装置計装に係る確認				(4) 制御棒引抜監視装置計装 表2.7-2-5 (4) 制御棒引抜監視装置計装に係る確認				記載の適正化
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105%以下 (再循環流量 Wd(%) に対し、0.62Wd + 52%の式により設定する。)	発電課長は、原子炉熱出力が30%相当以上の場合にバイパスされていないことの確認を行う。 計測制御課長は、チャンネル校正(検出器は除く)および論理回路機能を確認する。	起動時  定事検停止時	1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105%以下 (再循環流量 Wd(%) に対し、0.62Wd + 52%の式により設定する。)	発電課長は、原子炉熱出力が30%相当以上の場合にバイパスされていないことの確認を行う。 計測制御課長は、チャンネル校正(検出器は除く)および論理回路機能を確認する。	起動時  定事検停止時	
b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	b. 機器動作不能	—	計測制御課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
c. 下限	5% <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正(検出器は除く)および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	c. 下限	5% <sup>*1</sup>	計測制御課長は、チャンネル校正(検出器は除く)および論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとは見なさない。				※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとは見なさない。				



変更前				変更後				理由
(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 表27-2-5 (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装に係る確認				(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 表27-2-5 (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装に係る確認				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位高 (L8)	1,460cm 以下 (圧力容器零レベルより)	発電課長は、原子炉熱出力が30%相当以上の時に動作不能でないことを指示により確認する。 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時	1. 原子炉水位高 (L8)	1,460cm 以下 (圧力容器零レベルより)	発電課長は、原子炉熱出力が30%相当以上の時に動作不能でないことを指示により確認する。 計測制御課長は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。	毎日1回  定事検停止時	
(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装				(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5 (6a) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (2号炉)				
				要素		項目	頻度	
				1. 原子炉圧力		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				2. 原子炉隔離時冷却系流量		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				3. 残留熱除去系流量		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				4. 原子炉水位		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				5. サプレッションプール水温度		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				6. 圧力抑制室水位		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				7. 復水貯蔵タンク水位		計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	
				8. 原子炉隔離時冷却系ポンプ (原子炉隔離時冷却系制御)		発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。 発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時 定事検停止時	
				9. 残留熱除去系ポンプ (残留熱除去系制御)		発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。 発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時 定事検停止時	
				10. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)		発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時	

変更前	変更後	理由																													
	<table border="1"> <tr> <td></td> <td>発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁閉試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>11. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水系制御)</td> <td>発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td></td> <td>発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>12. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水系制御)</td> <td>発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td></td> <td>発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> </table>		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁閉試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	11. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水系制御)	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	12. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水系制御)	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時		発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）														
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁閉試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時																													
11. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水系制御)	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時																													
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時																													
12. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水系制御)	発電管理課長は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時																													
	発電管理課長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定事検停止時																													
<p>表 2 7 - 2 - 5 (6) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉隔離時冷却系流量</td> <td rowspan="3">発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。</td> <td>または</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉隔離時冷却系制御</td> <td>定事検停止後</td> </tr> <tr> <td>4. 残留熱除去系流量</td> <td>の原子炉起動時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	2. 原子炉隔離時冷却系流量	発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	または	3. 原子炉隔離時冷却系制御	定事検停止後	4. 残留熱除去系流量	の原子炉起動時	<p>表 2 7 - 2 - 5 (6 b) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る確認 (3号炉)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td>計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉隔離時冷却系流量</td> <td rowspan="3">発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。</td> <td>または</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉隔離時冷却系制御</td> <td>定事検停止後</td> </tr> <tr> <td>4. 残留熱除去系流量</td> <td>の原子炉起動時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	2. 原子炉隔離時冷却系流量	発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	または	3. 原子炉隔離時冷却系制御	定事検停止後	4. 残留熱除去系流量	の原子炉起動時				
要素	項目	頻度																													
1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時																													
2. 原子炉隔離時冷却系流量	発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	または																													
3. 原子炉隔離時冷却系制御		定事検停止後																													
4. 残留熱除去系流量		の原子炉起動時																													
要素	項目	頻度																													
1. 原子炉圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時																													
2. 原子炉隔離時冷却系流量	発電管理課長は、制御回路切替スイッチ毎の機能を確認する。	または																													
3. 原子炉隔離時冷却系制御		定事検停止後																													
4. 残留熱除去系流量		の原子炉起動時																													
<p>(7) 中央制御室非常用換気空調系計装</p> <p>表 2 7 - 2 - 5 (7) 中央制御室非常用換気空調系計装に係る確認</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高</td> <td>1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下</td> <td>発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*2</sup>または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日 1 回</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替エリア放射能高<sup>*1</sup></td> <td></td> <td>(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目	頻度	1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回	2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>		(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	<p>(7) 中央制御室非常用換気空調系計装</p> <p>表 2 7 - 2 - 5 (7) 中央制御室非常用換気空調系計装に係る確認</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高</td> <td>1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下</td> <td>発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*2</sup>または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日 1 回</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替エリア放射能高<sup>*1</sup></td> <td></td> <td>(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	設定値	項目	頻度	1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回	2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>		(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時						
要素	設定値	項目	頻度																												
1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回																												
2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>		(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時																												
要素	設定値	項目	頻度																												
1. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	1 0 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>*2</sup> または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回																												
2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>*1</sup>		(1) 計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。 (2) 電気課長は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時																												
<p>※ 1 : 高線量当量率物品の移動時は除く。 ※ 2 : 停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。</p> <p>(8) 事故時計装</p> <p>表 2 7 - 2 - 5 (8) 事故時計装に係る確認</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="3">発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日 1 回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉水位 (広帯域)</td> <td rowspan="2">定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>4. ドライウェル圧力</td> <td>計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>5. ドライウェル内雰囲気線量当量率</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回	2. 原子炉水位 (広帯域)	定事検停止時	3. 原子炉水位 (燃料域)	4. ドライウェル圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	5. ドライウェル内雰囲気線量当量率			<p>※ 1 : 高線量当量率物品の移動時は除く。 ※ 2 : 停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。</p> <p>(8) 事故時計装</p> <p>表 2 7 - 2 - 5 (8) 事故時計装に係る確認</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉圧力</td> <td rowspan="3">発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>毎日 1 回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉水位 (広帯域)</td> <td rowspan="2">定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>4. ドライウェル圧力</td> <td>計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> </tr> <tr> <td>5. ドライウェル内雰囲気線量当量率</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回	2. 原子炉水位 (広帯域)	定事検停止時	3. 原子炉水位 (燃料域)	4. ドライウェル圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	5. ドライウェル内雰囲気線量当量率		
要素	項目	頻度																													
1. 原子炉圧力	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回																													
2. 原子炉水位 (広帯域)		定事検停止時																													
3. 原子炉水位 (燃料域)																															
4. ドライウェル圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時																													
5. ドライウェル内雰囲気線量当量率																															
要素	項目	頻度																													
1. 原子炉圧力	発電課長は、原子炉の状態が運転および起動時に動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回																													
2. 原子炉水位 (広帯域)		定事検停止時																													
3. 原子炉水位 (燃料域)																															
4. ドライウェル圧力	計測制御課長は、チャンネル校正を実施する。	定事検停止時																													
5. ドライウェル内雰囲気線量当量率																															

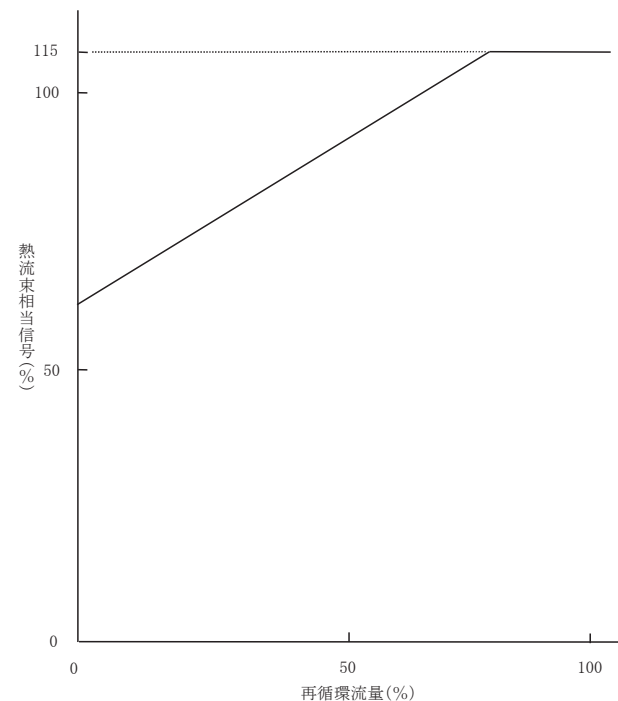
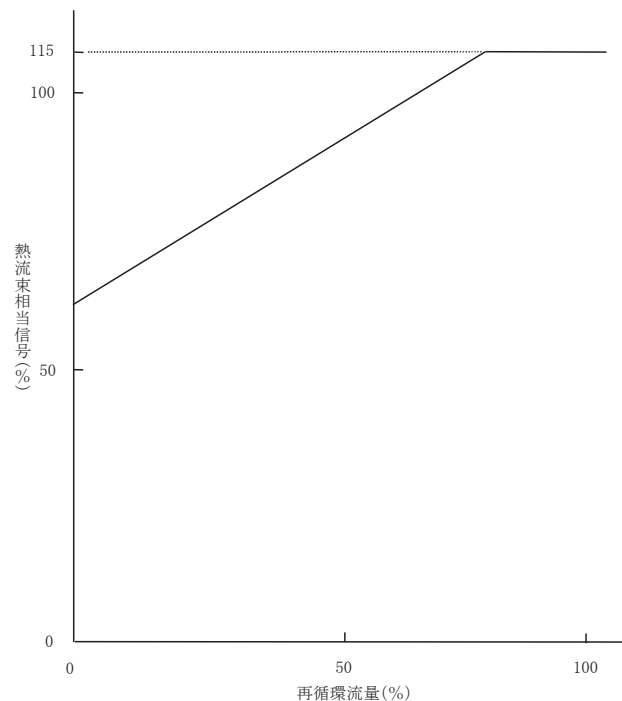
変更前

変更後

理由

図27 中性子束高（熱流束相当）のスクラム設定（表27-2関係）

図27 中性子束高（熱流束相当）のスクラム設定（表27-2関係）



(注) 熱流束相当信号は、再循環流量  $W_d$  (%) に対して、 $0.62W_d + 62$  により設定する。ただし、最大値は115とする。

(注) 熱流束相当信号は、再循環流量  $W_d$  (%) に対して、 $0.62W_d + 62$  により設定する。ただし、最大値は115とする。

表27-3 計測および制御設備に係る措置

1. 原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎のすべてのチャンネル数をいう。

- (1) 片トリップ系において、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。
- (2) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか、またはいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ能力が維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- (4) 上記(1)、(2)または(3)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27-3 計測および制御設備に係る措置

1. 原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎のすべてのチャンネル数をいう。

- (1) 片トリップ系において、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。
- (2) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか、またはいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ能力が維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- (4) 上記(1)、(2)または(3)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

変更前

表27-3-1 原子炉保護系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド) 短	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	運転		A1. 起動にする。	
	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12時間
b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
4. 原子炉水位低(L3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間
6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
7. スクラム排出容器水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*1</sup> 冷温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力30%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力30%相当未満にする。	8時間
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力30%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力30%相当未満にする。	8時間
10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下3	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間

変更後

表27-3-1 原子炉保護系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 起動領域モニタ <sup>*1</sup> a. 原子炉周期 (ペリオド) 短	起動	4 <sup>*4</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*3</sup> 冷温停止 <sup>*3</sup> 燃料交換 <sup>*3</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*4</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*3</sup> 冷温停止 <sup>*3</sup> 燃料交換 <sup>*3</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
2. 平均出力領域モニタ <sup>*2</sup> a. 中性子束高 (a) 中性子束 (b) 熱流束相当	起動	3 <sup>*5</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
	運転		A1. 起動にする。	
	運転	3 <sup>*5</sup>	A1. 起動にする。	12時間
b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*5</sup>	A1. 高温停止にする。	24時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
4. 原子炉水位低(L3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12時間
6. ドライウェル圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間
7. スクラム排出容器水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間
	高温停止 <sup>*3</sup> 冷温停止 <sup>*3</sup> 燃料交換 <sup>*3</sup>		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
8. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力30%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力30%相当未満にする。	8時間
9. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力30%相当以上	4	A1. 原子炉熱出力30%相当未満にする。	8時間
10. 主蒸気管放射能高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間

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

変更前				変更後				理由
階床水平(OP-8.1m) b. 原子炉建屋地下1階床水平(OP6.0m) c. 原子炉建屋地下3階床鉛直(OP-8.1m) OP: 女川原子力発電所工事用基準面	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下3階床水平(OP-8.1m) b. 原子炉建屋地下1階床水平(OP6.0m) c. 原子炉建屋地下3階床鉛直(OP-8.1m) OP: 女川原子力発電所工事用基準面	運転, 起動 6	A1. 高温停止にする。 24時間	
	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動 1※4	A1. 高温停止にする。	24時間		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
13. スクラム回路	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動 1※6	A1. 高温停止にする。 24時間	
	13. スクラム回路	運転, 起動 2※5 (自動スクラム) 1※5 (手動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24時間		高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに	13. スクラム回路	運転, 起動 2※7 (自動スクラム) 1※7 (手動スクラム)	A1. 高温停止にする。 24時間	
						高温停止※3 冷温停止※3 燃料交換※3	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	

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

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

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

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

※5：片系における論理の数を指す。

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

※2：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-1-3および66-13-1)の運転上の制限も確認する。

※3：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く。

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

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

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

※7：片系における論理の数を指す。

変更前

変更後

理由

2. 起動領域モニタ（中性子源領域）計装  
 起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間以内に講じる。

2. 起動領域モニタ（中性子源領域）計装  
 起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間以内に講じる。

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

表 2 7 - 3 - 2 起動領域モニタ（中性子源領域）計装に係る措置

表 2 7 - 3 - 2 起動領域モニタ（中性子源領域）計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ（中性子源領域）計装	起動領域モニタが中性子源領域計装で、かつ原子炉の状態が「起動」	8 <sup>※1</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能状態に復帰させる。 または A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4時間  速やかに
			B. 動作不能チャンネルが6つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
			C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
原子炉の状態が「高温停止」または「冷温停止」	2 <sup>※2</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な全制御棒を全挿入する。 および A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1時間  1時間	
			原子炉の状態が「冷温停止」	2 <sup>※2</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合
原子炉の状態が「燃料交換」	炉心変更が実施されていない場合	2 <sup>※2</sup> <sup>※3</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
	炉心変更が実施されている場合	2 <sup>※3</sup> <sup>※4</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入、および燃料取出以外の炉心変更を中止する。 および A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ（中性子源領域）計装	起動領域モニタが中性子源領域計装で、かつ原子炉の状態が「起動」	8 <sup>※2</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能状態に復帰させる。 または A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4時間  速やかに
			B. 動作不能チャンネルが6つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
			C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間
原子炉の状態が「高温停止」または「冷温停止」	2 <sup>※3</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な全制御棒を全挿入する。 および A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1時間  1時間	
			原子炉の状態が「冷温停止」	2 <sup>※3</sup> <sup>※4</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合
原子炉の状態が「燃料交換」	炉心変更が実施されていない場合	2 <sup>※4</sup> <sup>※5</sup>	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入、および燃料取出以外の炉心変更を中止する。 および A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに

※1：8チャンネルのうち、2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため、2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。  
 ※2：異なる1/4炉心の2チャンネル。  
 ※3：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタ（中性子源領域）計装が動作可能であることを要求されない。  
 ※4：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネルおよびそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

※1：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-13-1）の運転上の制限も確認する。  
 ※2：8チャンネルのうち、2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため、2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。  
 ※3：異なる1/4炉心の2チャンネル。  
 ※4：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタ（中性子源領域）計装が動作可能であることを要求されない。  
 ※5：炉心変更が実施されている1/4炉心の1チャンネルおよびそれに隣接するいずれかの1/4炉心の1チャンネル。

変更前

変更後

理由

3. 非常用炉心冷却系計装  
 (1) 低圧炉心スプレイ系計装  
 低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。  
 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、低圧炉心スプレイ系を作動させる為のすべてのチャンネル数をいう。

3. 非常用炉心冷却系計装  
 (1) 低圧炉心スプレイ系計装  
 低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。  
 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、低圧炉心スプレイ系を作動させる為のすべてのチャンネル数をいう。

表27-3-3(1) 低圧炉心スプレイ系計装に係る措置

表27-3-3(1) 低圧炉心スプレイ系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間		
1. 原子炉水位異常低(L1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間		
					24時間		
					24時間		
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間		
			2. ドライウエル圧力高	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間
							24時間
	24時間						
B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間					
3. 低圧炉心スプレイ系注入隔離弁差压低(注入可)	1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 低圧炉心スプレイ系機能 <sup>※1</sup> を動作不能とみなす。	1時間			

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間		
1. 原子炉水位異常低(L1) <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間		
					24時間		
					24時間		
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間		
			2. ドライウエル圧力高	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間
							24時間
	24時間						
B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間					
3. 低圧炉心スプレイ系注入隔離弁差压低(注入可)	1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間			

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

記載の適正化

※1：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-3-1)の運転上の制限も確認する。

変更前

変更後

理由

(2) 低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎<sup>※1</sup>のポンプおよび弁等を作動させる為のすべてのチャンネル数をいう。

表27-3-3 (2) 低圧注水系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎) <sup>※1</sup>	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(L1)	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. チャンネル2つが動作不能の場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル圧力高		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. チャンネル2つが動作不能の場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
3. 低圧注水系注入隔離弁差圧低(注入可)		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

(2) 低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎<sup>※1</sup>のポンプおよび弁等を作動させる為のすべてのチャンネル数をいう。

表27-3-3 (2) 低圧注水系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系列毎) <sup>※1</sup>	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(L1) <sup>※2</sup>	運転起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. チャンネル2つが動作不能の場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
2. ドライウエル圧力高		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間
			B. チャンネル2つが動作不能の場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間
3. 低圧注水系注入隔離弁差圧低(注入可)		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間

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

※1：系列毎とは低圧注水系A系（ポンプ（A））または低圧注水系B系（ポンプ（B）および（C））をいう。

※1：系列毎とは低圧注水系A系（ポンプ（A））または低圧注水系B系（ポンプ（B）および（C））をいう。

※2：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-3-1）の運転上の制限も確認する。



変更前						変更後						理由
(3) 高圧炉心スプレイ系計装 高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。 表27-3-3 (3) 高圧炉心スプレイ系計装に係る措置						(3) 高圧炉心スプレイ系計装 高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。 表27-3-3 (3) 高圧炉心スプレイ系計装に係る措置						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	1. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	
				または	24時間							
				A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24時間							
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間				B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間	
				または	12時間							
				B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12時間							
C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間	C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1時間							
2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24時間	
				または	24時間							
				A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24時間							
B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間	B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間							

変更前				変更後				理由			
		チャンネルが1つの場合	る。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 2 時間			チャンネルが1つの場合		る。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 2 時間	
		C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間		

変更前						変更後						理由
(4) 自動減圧系計装 自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎 <sup>*1</sup> のすべてのチャンネル数をいう。 表2.7-3-3 (4) 自動減圧系計装に係る措置						(4) 自動減圧系計装 自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎 <sup>*1</sup> のすべてのチャンネル数をいう。 表2.7-3-3 (4) 自動減圧系計装に係る措置						原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 （新規制基準の施行に伴う変更）
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低 (L1)	運転起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの動作論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  または  A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	1. 原子炉水位異常低 (L1) <sup>*2</sup>	運転起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*3</sup>	2	A. いずれかの動作論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  または  A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	
2. ドライウェル圧力高	運転起動 <sup>*2</sup> 高温停止 <sup>*2</sup>	2	A. いずれかの動作論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  または  A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了できない場合	B. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了できない場合	B. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	

変更前						変更後						理由
			B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 自動減圧系始動タイム	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	1	A. いずれかの動作論理に動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	3. 自動減圧系始動タイム	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※3</sup>	1	A. いずれかの動作論理に動作不能の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	
			B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	
4. 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	A. 片方の動作論理が動作不能の場合	A1. 片トリップ系を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	4. 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高 <sup>※2</sup> または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高 <sup>※2</sup>	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※3</sup>	4 <sup>※3</sup>	A. 片方の動作論理が動作不能の場合	A1. 片トリップ系を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高压炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間	
			B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の動作論理が、それぞれ動作不能の場合 または 上記要求される措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間	

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

※2：原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合。

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

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

※2：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-3-1)の運転上の制限も確認する。

※3：原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合。

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

変更前

変更後

理由

4. 格納容器隔離系計装  
 (1) 主蒸気隔離弁計装  
 主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。  
 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。  
 (A) 片トリップ系において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。  
 (B) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするかまたはいずれかの片トリップ系をトリップする。  
 (C) 片トリップ系において同一要素のトリップ能力を維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。  
 (D) (A)、(B)または(C)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

4. 格納容器隔離系計装  
 (1) 主蒸気隔離弁計装  
 主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。  
 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。  
 (A) 片トリップ系において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。  
 (B) 両トリップ系において動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするかまたはいずれかの片トリップ系をトリップする。  
 (C) 片トリップ系において同一要素のトリップ能力を維持できない場合または当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。  
 (D) (A)、(B)または(C)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27-3-4(1) 主蒸気隔離弁計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 および	24時間
			A2. 冷温停止にする。	36時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	40(温度) 4(差温度)	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 および	24時間
			A2. 冷温停止にする。	36時間

表27-3-4(1) 主蒸気隔離弁計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 および	24時間
			A2. 冷温停止にする。	36時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	40(温度) 4(差温度)	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 または	12時間
			A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 および	24時間
			A2. 冷温停止にする。	36時間

変更前

変更後

理由

(2) 格納容器隔離系計装

主蒸気管ドレン系、炉水サンプリング系、原子炉冷却材浄化系、格納容器調気系、残留熱除去系、格納容器ドレン系の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側または外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

(A) 内側隔離論理または外側隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は「原子炉水位低(L3)」または「ドライウェル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。

(B) 内側隔離論理および外側隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、または内側隔離論理および外側隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理または外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

(C) (A) または (B) の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27-3-4(2) 格納容器隔離系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 起動にする。	12時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
2. 炉水サンプリ	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間

(2) 格納容器隔離系計装

主蒸気管ドレン系、炉水サンプリング系、原子炉冷却材浄化系、格納容器調気系、残留熱除去系、格納容器ドレン系の格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側または外側の隔離機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。

(A) 内側隔離論理または外側隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は「原子炉水位低(L3)」または「ドライウェル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し、復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該トリップ系をトリップする。

(B) 内側隔離論理および外側隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、または内側隔離論理および外側隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理または外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

(C) (A) または (B) の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27-3-4(2) 格納容器隔離系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低(L2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 起動にする。	12時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間
			または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
			A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	12時間 24時間 36時間
2. 炉水サンプリ	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間

変更前					変更後					理由
システム	状態	回数	対応	時間	システム	状態	回数	対応	時間	
ング系 a. 原子炉水位 異常低(L2)	起動 高温停止		または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間	ング系 a. 原子炉水位 異常低(L2)	起動 高温停止		または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間	
	b. 主蒸気管放射能高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間		b. 主蒸気管放射能高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	
c. 主蒸気管流量大	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	c. 主蒸気管流量大	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間			
d. 主蒸気管トネル温度高	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	d. 主蒸気管トネル温度高	20(温度) 2(差温度)	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間			
	e. 主蒸気管圧力低	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。		1.2時間 1.2時間	e. 主蒸気管圧力低	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 起動にする。	1.2時間 1.2時間	
f. 復水器真空度低	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	f. 復水器真空度低	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間			
	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(L2)	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。		1.2時間 2.4時間 3.6時間	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(L2)	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	
4. 格納容器調気系 a. 原子炉水位低(L3)	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	4. 格納容器調気系 a. 原子炉水位低(L3)	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間			
	b. ドライウェル圧力高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。		1.2時間 2.4時間 3.6時間	b. ドライウェル圧力高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	
c. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間	c. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2.1. 高温停止にする。 および A2.2. 冷温停止にする。	1.2時間 2.4時間 3.6時間			

変更前					変更後					理由
d. 燃料取替エリア放射能高※1	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	d. 燃料取替エリア放射能高※1	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低（L3）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低（L3）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	
6. 格納容器ドレン系 a. 原子炉水位低（L3）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	6. 格納容器ドレン系 a. 原子炉水位低（L3）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。 および A2. 2. 冷温停止にする。	1 2 時間 2 4 時間 3 6 時間	

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。



変更前	変更後	理由																														
<p>(3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系またはB系の隔離機能を動作させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(A) A系隔離論理またはB系隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は「原子炉水位低(L3)」または「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該隔離系をトリップする。</p> <p>(B) A系隔離論理およびB系隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、またはA系隔離論理およびB系隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(C) (A)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>(D) (B)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内にとり、かつ10日間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(E) 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、(C)または(D)の措置を完了できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。</p> <p>(F) 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、(C)または(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更および原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。</p>	<p>(3) 原子炉建屋隔離系計装</p> <p>原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系またはB系の隔離機能を動作させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>(A) A系隔離論理またはB系隔離論理において動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は「原子炉水位低(L3)」または「ドライウエル圧力高」要素については12時間以内に、それ以外の要素については24時間以内に、動作可能な状態に復旧し復旧出来ない場合は、動作不能なチャンネルをトリップするか、または当該隔離系をトリップする。</p> <p>(B) A系隔離論理およびB系隔離論理のそれぞれに同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合、またはA系隔離論理およびB系隔離論理ともに隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(C) (A)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>(D) (B)の措置を完了できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内にとり、かつ10日間以内にA系隔離論理またはB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧するか、トリップする。</p> <p>(E) 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、(C)または(D)の措置を完了できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。</p> <p>(F) 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、(C)または(D)の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更および原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。</p>																															
<p>表27-3-4(3) 原子炉建屋隔離系計装</p>	<p>表27-3-4(3) 原子炉建屋隔離系計装</p>																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位低(L3)</td> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. ドライウエル圧力高</td> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉水位低(L3)</td> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>2. ドライウエル圧力高</td> <td>運転 起動 高温停止</td> <td>2</td> <td>A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間																												
1. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	要求される措置	完了時間																												
1. 原子炉水位低(L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												
2. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2.1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2.2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに																												

変更前				変更後				理由		
3. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに	3. 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2		A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに
4. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに	4. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※2</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 および A2. 1. 非常用ガス処理系1つを動作可能状態とする。 または A2. 2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに	

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
 ※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
 ※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

変更前						変更後						理由
5. その他計装 (1) 非常用ディーゼル発電機計装 非常用ディーゼル発電機計装または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、母線毎の非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装を動作させる為のすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。						5. その他計装 (1) 非常用ディーゼル発電機計装 非常用ディーゼル発電機計装または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、母線毎の非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装を動作させる為のすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。						原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 （新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化
表27-3-5 (1) 非常用ディーゼル発電機計装に係る措置						表27-3-5 (1) 非常用ディーゼル発電機計装に係る措置						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 および 第67条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 および 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
b. 原子炉水位異常低(L1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	b. 原子炉水位異常低(L1) <sup>※1</sup>	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	
c. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	c. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間				B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	

変更前						変更後						理由
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 および 第67条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転 起動 高温停止 および 第65条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 上記の要求される処置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに				B. 上記の要求される処置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
			b. 原子炉水位異常低（L2）	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合				A1. チャンネル動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	b. 原子炉水位異常低（L2）	4
B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間	B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合		B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間 12時間 12時間						
C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合		C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間						
c. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	c. ドライウエル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	

変更前				変更後				理由	
		B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合 B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 または B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
		C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合 C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間	
<p>※1：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-3-1）の運転上の制限も確認する。</p>									

変更前

変更後

理由

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表2.7-3-5 (2) 原子炉隔離時冷却系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (L2)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間
				または A2. チャンネルをトリップする。	2.4時間
				または A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	2.4時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1.2時間
				または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	1.2時間
				または B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1.2時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合。

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させるためのすべてのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表2.7-3-5 (2) 原子炉隔離時冷却系計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (L2) <sup>※1</sup>	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間
				または A2. チャンネルをトリップする。	2.4時間
				または A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	2.4時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	1.2時間
				または B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	1.2時間
				または B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1.2時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：2号炉の対象の要素は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第6.6条(6.6-1-3)の運転上の制限も確認する。

※2：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合。

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

変更前					変更後					理由		
(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎のすべてのチャンネル数をいう。 表2.7-3-5 (3) 再循環ポンプトリップ計装に係る措置					(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎のすべてのチャンネル数をいう。 表2.7-3-5 (3) 再循環ポンプトリップ計装に係る措置							
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間	
1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力30%相当以上	4	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間	1. 主蒸気止め弁閉	原子炉熱出力30%相当以上	4	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間	
			B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間				B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間	
			C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間				C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間	
	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧	原子炉熱出力30%相当以上	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間	2. 蒸気加減弁急速閉 a. 油圧	原子炉熱出力30%相当以上	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間
				B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間				B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間
				C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間				C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間
	b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力30%相当以上	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間	b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力30%相当以上	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 または A2. チャンネルをトリップする。	3日間
				B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間				B. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を維持できない機能が1つ以上ある場合	B1. 原子炉再循環ポンプトリップ能力を復旧する。	2時間
				C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間				C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間

変更前						変更後						理由
(4) 制御棒引抜監視装置計装 制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。 表27-3-5 (4) 制御棒引抜監視装置計装に係る措置						(4) 制御棒引抜監視装置計装 制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。 表27-3-5 (4) 制御棒引抜監視装置計装に係る措置						
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能 c. 下限	原子炉熱出力 30% 相当以上	2※1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間	1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能 c. 下限	原子炉熱出力 30% 相当以上	2※1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間	
			B. 条件Aの措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに				B. 条件Aの措置が完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに	
※1：2チャンネルの内、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。						※1：2チャンネルの内、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。						



変更前						変更後						理由																																				
<p>(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5 (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装に係る措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">1. 原子炉水位高(L8)</td> <td rowspan="3">原子炉熱出力30%相当以上</td> <td rowspan="3">3</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの場合</td> <td>A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合</td> <td>B1. 高水位トリップ能力を復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。</td> <td>8時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位高(L8)	原子炉熱出力30%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間	B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ能力を復旧する。	2時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間	<p>(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。 なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、タービントリップ機能を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5 (5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装に係る措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">1. 原子炉水位高(L8)</td> <td rowspan="3">原子炉熱出力30%相当以上</td> <td rowspan="3">3</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの場合</td> <td>A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。</td> <td>10日間 10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合</td> <td>B1. 高水位トリップ能力を復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。</td> <td>8時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉水位高(L8)	原子炉熱出力30%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間	B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ能力を復旧する。	2時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間																																											
1. 原子炉水位高(L8)	原子炉熱出力30%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間																																											
			B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ能力を復旧する。	2時間																																											
			C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間																																											
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間																																											
1. 原子炉水位高(L8)	原子炉熱出力30%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能状態に復旧する。 または A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間 10日間																																											
			B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ能力を復旧する。	2時間																																											
			C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間																																											

変更前

変更後

理由

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

2号炉について、中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、  
下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表2.7-3-5 (6a) 中央制御室外原子炉停止装置計装に係る措置 (2号炉)

要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
2. 原子炉隔離時冷却系流量 <sup>*1</sup>	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
3. 残留熱除去系流量 <sup>*1</sup>	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
4. 原子炉水位	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
5. サプレッションプール水温度	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
6. 圧力抑制室水位	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
7. 復水貯蔵タンク水位 <sup>*1</sup>	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
8. 原子炉隔離時冷却系ポンプ (原子炉隔離時冷却系制御)	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4 時間  3.6 時間
9. 残留熱除去系ポンプ (残留熱除去系制御)	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0 日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および	2.4 時間

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

変更前

変更後

理由

		場合	B2. 冷温停止にする。	3.6時間
10. 主蒸気逃がし安全弁（主蒸気逃がし安全弁制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間
11. 原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉補機冷却水系制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間
12. 原子炉補機冷却海水ポンプ（原子炉補機冷却海水系制御）	運 転 起 動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0日間
		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2.4時間 3.6時間

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

3号炉について、中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

表27-3-5（6b）中央制御室外原子炉停止装置計装に係る措置（3号炉）

要 素	適用される原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0日間
2. 原子炉隔離時冷却系流量 3. 原子炉隔離時冷却系制御 4. 残留熱除去系流量		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	2.4時間

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

表27-3-5（6）中央制御室外原子炉停止装置計装に係る措置

要 素	適用される原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	3.0日間
2. 原子炉隔離時冷却系流量 3. 原子炉隔離時冷却系制御 4. 残留熱除去系流量		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	2.4時間

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前						変更後						理由																																								
<p>(7) 中央制御室非常用換気空調系計装</p> <p>中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、中央制御室に対して少なくとも1つの原子炉の状態が運転、起動、高温停止、または炉心変更時、もしくは原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表に要求される措置を完了時間以内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、当該号機の中央制御室非常用換気空調系の系列毎の全てのチャンネル数をいう。</p> <p>表2.7-3-5 (7) 中央制御室非常用換気空調系計装に係る措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止 炉心変更時<sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時</td> <td rowspan="2">2</td> <td rowspan="2">A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合</td> <td>A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>2.4時間</td> </tr> <tr> <td>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。</td> <td>2.4時間</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替エリア放射能高<sup>※2</sup></td> <td></td> <td>2</td> <td>B. 動作不能チャンネルが2つの場合</td> <td>B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間	A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	2.4時間	2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※2</sup>		2	B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間	<p>(7) 中央制御室非常用換気空調系計装</p> <p>中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、中央制御室に対して少なくとも1つの原子炉の状態が運転、起動、高温停止、または炉心変更時、もしくは原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、下表に要求される措置を完了時間以内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、当該号機の中央制御室非常用換気空調系の系列毎の全てのチャンネル数をいう。</p> <p>表2.7-3-5 (7) 中央制御室非常用換気空調系計装に係る措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止 炉心変更時<sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時</td> <td rowspan="2">2</td> <td rowspan="2">A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合</td> <td>A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>2.4時間</td> </tr> <tr> <td>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。</td> <td>2.4時間</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替エリア放射能高<sup>※2</sup></td> <td></td> <td>2</td> <td>B. 動作不能チャンネルが2つの場合</td> <td>B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間	A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	2.4時間	2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※2</sup>		2	B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間	
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間																																															
1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間																																															
				A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	2.4時間																																															
2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※2</sup>		2	B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間																																															
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(系統毎)	条件	要求される措置	完了時間																																															
1. 原子炉建屋原子炉棟排气放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> および 原子炉建屋原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	2.4時間																																															
				A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 または A3. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	2.4時間																																															
2. 燃料取替エリア放射能高 <sup>※2</sup>		2	B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間																																															
<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：高線量当量率物品の移動時は除く。</p>						<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：高線量当量率物品の移動時は除く。</p>																																														

変更前

変更後

理由

(8) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

(8) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生した場合は、下表の要求される措置を完了時間以内に講じる。

表27-3-5 (8) 事故時計装に係る措置

表27-3-5 (8) 事故時計装に係る措置

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位（広帯域） 3. 原子炉水位（燃料域） 4. ドライウエル圧力	運転起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間
5. ドライウエル内雰囲気線量当量率	運転起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 原子炉冷却材漏えい率にて代替監視を行う。	速やかに

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力 <sup>※1</sup> 2. 原子炉水位（広帯域） <sup>※1</sup> 3. 原子炉水位（燃料域） <sup>※1</sup> 4. ドライウエル圧力	運転起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間
5. ドライウエル内雰囲気線量当量率 <sup>※1</sup>	運転起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 原子炉冷却材漏えい率にて代替監視を行う。	速やかに

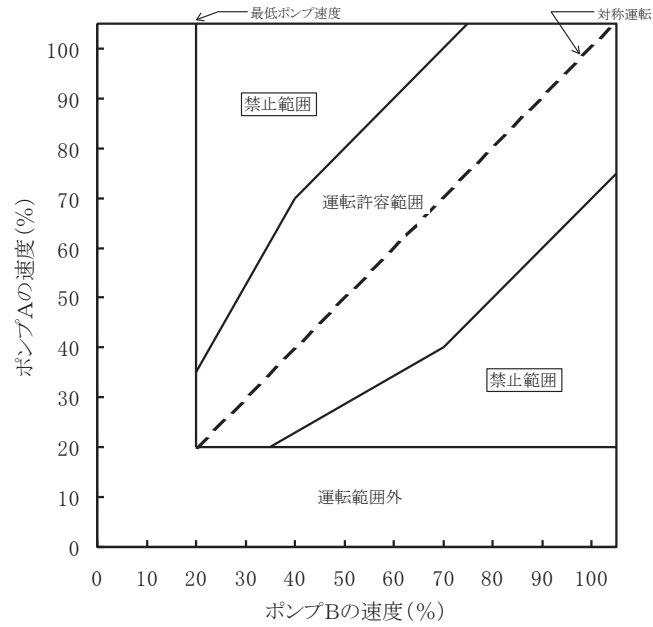
原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更  
(新規制基準の施行に伴う変更)

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

変更前	変更後	理由																										
<p>(原子炉再循環ポンプ) 第28条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するために、次号を実施する。 1台停止時には制御棒の引き抜きおよび炉心流量の増加（停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く）を行ってはならない。 (1) 発電課長は原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプ2台運転時には2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあることを毎日1回確認する。 3. 発電課長は、原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表28-2の措置を講じる。</p> <p>表28-1</p> <table border="1" data-bbox="129 475 976 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>表28-2</p> <table border="1" data-bbox="129 611 976 904"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合</td> <td>A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。</td> <td>24時間 24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。	条件	要求される措置	完了時間	A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間 24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>(原子炉再循環ポンプ) 第28条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプは表28-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するために、次号を実施する。 1台停止時には制御棒の引き抜きおよび炉心流量の増加（停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く）を行ってはならない。 (1) 発電課長は原子炉の状態が運転および起動において、原子炉再循環ポンプ2台運転時には2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあることを毎日1回確認する。 3. 発電課長は、原子炉再循環ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表28-2の措置を講じる。</p> <p>表28-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1872 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ</td> <td>原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>表28-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 611 1872 904"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合</td> <td>A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。</td> <td>24時間 24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。	条件	要求される措置	完了時間	A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間 24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																											
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間 24時間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																										
項目	運転上の制限																											
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図28に定める運転許容範囲内にあること。																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 2台の原子炉再循環ポンプ速度が図28の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図28の運転許容範囲内に復旧する。 または A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24時間 24時間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 原子炉再循環ポンプ2台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																										

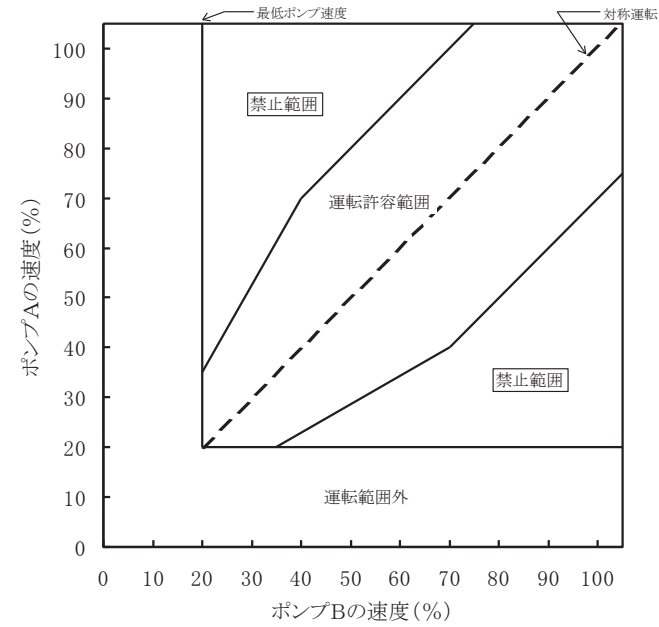
変更前

図28



変更後

図28



理由

変更前	変更後	理由																		
<p>(ジェットポンプ) 第29条 原子炉熱出力が30%以上において、ジェットポンプは、表29-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。ただし、原子炉再循環ポンプ1台運転の場合は②の事項で確認する。 (1) 発電課長は、原子炉熱出力が30%以上において次の状態が2つ以上発生していないことを毎日1回確認する。 ① 2つの原子炉再循環ポンプ速度の差が5%以内である場合に、2つの原子炉再循環ループ流量の差が10%を超えている。 ② 個々のジェットポンプ差圧が、各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し、その差が20%を超えている。 ③ 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が10%を超えている。</p> <p>3. 発電課長は、ジェットポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表29-2の措置を講じる。</p>	<p>(ジェットポンプ) 第29条 原子炉熱出力が30%以上において、ジェットポンプは、表29-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。ただし、原子炉再循環ポンプ1台運転の場合は②の事項で確認する。 (1) 発電課長は、原子炉熱出力が30%以上において次の状態が2つ以上発生していないことを毎日1回確認する。 ① 2つの原子炉再循環ポンプ速度の差が5%以内である場合に、2つの原子炉再循環ループ流量の差が10%を超えている。 ② 個々のジェットポンプ差圧が、各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し、その差が20%を超えている。 ③ 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が10%を超えている。</p> <p>3. 発電課長は、ジェットポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表29-2の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p>																		
<p>表29-1</p> <table border="1" data-bbox="129 571 976 641"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ジェットポンプ</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ジェットポンプ	機能が健全であること	<p>表29-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 571 1872 641"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ジェットポンプ</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ジェットポンプ	機能が健全であること											
項目	運転上の制限																			
ジェットポンプ	機能が健全であること																			
項目	運転上の制限																			
ジェットポンプ	機能が健全であること																			
<p>表29-2</p> <table border="1" data-bbox="129 743 976 1040"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く）</td> <td>A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く）	A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>表29-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 743 1872 1040"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。）</td> <td>A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。）	A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24時間	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く）	A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。	24時間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24時間																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 第2項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ1台運転の場合を除く。）	A1. 第2項の確認ができる状態に復旧する。	24時間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または A1の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 または 条件Aを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24時間																		



変更前

（主蒸気逃がし安全弁）  
 第30条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁は、表30-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。  
 2. 主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。  
 (1) 原子炉課長は、定事検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。<sup>※1</sup>  
 (2) 計測制御課長は、定事検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。  
 3. 発電課長は、主蒸気逃がし安全弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表30-3の措置を講じる。

表30-1

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること

表30-2

項目		設定値
主蒸気逃がし安全弁	(1)安全弁機能	7.79MPa[gage] 以下 <sup>※2</sup> (2個)
		8.10MPa[gage] 以下 <sup>※2</sup> (3個)
		8.17MPa[gage] 以下 <sup>※2</sup> (3個)
		8.24MPa[gage] 以下 <sup>※2</sup> (3個)
(2)逃がし弁機能	7.37MPa[gage] 以下 (2個)	
	7.44MPa[gage] 以下 (3個)	
	7.51MPa[gage] 以下 (3個)	
	7.58MPa[gage] 以下 (3個)	

表30-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 1弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 当該主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
	B2. 冷温停止にする。	36時間

※1：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は、定事検停止前にも本確認を行うことができる。  
 ※2：公称値

変更後

（主蒸気逃がし安全弁）  
 第30条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁<sup>※1</sup>は、表30-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。  
 2. 主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。  
 (1) 原子炉課長は、定事検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。<sup>※2</sup>  
 (2) 計測制御課長は、定事検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表30-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。  
 3. 発電課長は、主蒸気逃がし安全弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表30-3の措置を講じる。

表30-1

項目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること

表30-2

項目		設定値
主蒸気逃がし安全弁	(1)安全弁機能	7.79MPa[gage] 以下 <sup>※3</sup> (2個)
		8.10MPa[gage] 以下 <sup>※3</sup> (3個)
		8.17MPa[gage] 以下 <sup>※3</sup> (3個)
		8.24MPa[gage] 以下 <sup>※3</sup> (3個)
(2)逃がし弁機能	7.37MPa[gage] 以下 (2個)	
	7.44MPa[gage] 以下 (3個)	
	7.51MPa[gage] 以下 (3個)	
	7.58MPa[gage] 以下 (3個)	

表30-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 1弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 当該主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間
	B2. 冷温停止にする。	36時間

※1：2号炉の主蒸気逃がし安全弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-3-2）の運転上の制限も確認する。

※2：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は、定事検停止前にも本確認を行うことができる。  
 ※3：公称値

理由

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後	理由																		
<p>(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)</p> <p>第31条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は、表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には、原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計で24時間に1回および漏えい検出系放射線モニタで毎日1回確認する。ただし、原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御課長は、必要に応じて、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計および格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計の点検を行う。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表31-2の措置を講じる。また、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計または格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合は、表31-3の措置を講じる。</p>	<p>(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)</p> <p>第31条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は、表31-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を24時間に1回確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には、原子炉冷却材の漏えいがないことをドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計で24時間に1回および漏えい検出系放射線モニタで毎日1回確認する。ただし、原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。</p> <p>(3) 計測制御課長は、必要に応じて、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計および格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計の点検を行う。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表31-2の措置を講じる。また、格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計または格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計の故障のために第2項で定める確認が実施できないと判断した場合は、表31-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>																		
<p>表31-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の原子炉冷却材漏えい率</td> <td>(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m<sup>3</sup>/h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m<sup>3</sup>/h（1日平均）以下であること。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m <sup>3</sup> /h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m <sup>3</sup> /h（1日平均）以下であること。	<p>表31-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の原子炉冷却材漏えい率</td> <td>(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m<sup>3</sup>/h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m<sup>3</sup>/h（1日平均）以下であること。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m <sup>3</sup> /h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m <sup>3</sup> /h（1日平均）以下であること。											
項目	運転上の制限																			
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m <sup>3</sup> /h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m <sup>3</sup> /h（1日平均）以下であること。																			
項目	運転上の制限																			
格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	(1) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が0.23m <sup>3</sup> /h以下であること。 (2) 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が5.93m <sup>3</sup> /h（1日平均）以下であること。																			
<p>表31-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>表31-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 または 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4時間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																		
<p>表31-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合</td> <td>A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m<sup>3</sup>/hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。</td> <td>速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口</td> <td>B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。</td> <td>速やかに その後24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回	B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口	B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。	速やかに その後24時間	<p>表31-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合</td> <td>A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m<sup>3</sup>/hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。</td> <td>速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口</td> <td>B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。</td> <td>速やかに その後24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回	B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口	B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。	速やかに その後24時間	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回																		
B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口	B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。	速やかに その後24時間																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が0.23m <sup>3</sup> /hを超えていないことを確認する。 および A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後24時間に1回  速やかに その後毎日1回																		
B. 格納容器高電導度廃液サンプポンプ出口	B1. ドライウェル送風機冷却コイルドレン流量計による監視を行う。	速やかに その後24時間																		

変更前			変更後			理由
<p>流量計による監視不能の場合</p> <p>および B2. 漏えい検出系放射線モニタによる監視を行う。</p> <p>および B3. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率が 5.70m<sup>3</sup>/h を超えていないことを確認する。</p>	<p>に1回</p> <p>速やかに その後毎日1回</p> <p>速やかに その後24時間 に1回</p>		<p>流量計による監視不能の場合</p> <p>および B2. 漏えい検出系放射線モニタによる監視を行う。</p> <p>および B3. 格納容器低電導度廃液サンプポンプ出口流量計によって測定される漏えい率が 5.70m<sup>3</sup>/h を超えていないことを確認する。</p>	<p>に1回</p> <p>速やかに その後毎日1回</p> <p>速やかに その後24時間 に1回</p>		
<p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件 A または B で要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合</p>	<p>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件 A または B で要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合</p>	<p>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	

変更前	変更後	理由																						
<p>(非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視)</p> <p>第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系に関する確認時および確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時に、供用中の漏えいまたは水圧検査の結果を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有為な変動がないことを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p>	<p>(非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力監視)</p> <p>第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系*1の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系に関する確認時および確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時に、供用中の漏えいまたは水圧検査の結果を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力に有為な変動がないことを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>																						
<p>表32-1</p>	<p>表32-1</p>																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力</td> <td>原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力</td> <td>原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと															
項目	運転上の制限																							
非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと																							
項目	運転上の制限																							
非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと																							
<p>表32-2</p>	<p>表32-2</p>																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	
条件	要求される措置	完了時間																						
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間																						
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																						
	B2. 冷温停止にする。	36時間																						
条件	要求される措置	完了時間																						
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統からの原子炉冷却材の著しい漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4時間																						
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																						
	B2. 冷温停止にする。	36時間																						
	<p>※1：高圧代替注水系は、2号炉のみ適用。</p>																							

変更前	変更後	理由																														
<p>(原子炉冷却材中のよう素131濃度)</p> <p>第33条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度は、表33-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 放射線管理課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度を1週間に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉冷却材中のよう素131濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表33-2の措置を講じる。</p> <p>表33-1</p> <table border="1" data-bbox="125 454 972 521"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1.8×10<sup>3</sup>Bq/g以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表33-2</p> <table border="1" data-bbox="125 571 983 737"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1.8×10 <sup>3</sup> Bq/g以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(原子炉冷却材中のよう素131濃度)</p> <p>第33条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度は、表33-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 放射線管理課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素131濃度を1週間に1回測定し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉冷却材中のよう素131濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表33-2の措置を講じる。</p> <p>表33-1</p> <table border="1" data-bbox="1021 454 1868 521"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材中のよう素131濃度</td> <td>1.8×10<sup>3</sup>Bq/g以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表33-2</p> <table border="1" data-bbox="1021 571 1883 737"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>2日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉冷却材中のよう素131濃度	1.8×10 <sup>3</sup> Bq/g以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1.8×10 <sup>3</sup> Bq/g以下																															
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																														
	B2. 冷温停止にする。	36時間																														
項目	運転上の制限																															
原子炉冷却材中のよう素131濃度	1.8×10 <sup>3</sup> Bq/g以下																															
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 原子炉冷却材中のよう素131濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素131濃度を制限値以内に復旧する。	2日間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																														
	B2. 冷温停止にする。	36時間																														

変更前	変更後	理由																		
<p>(原子炉停止時冷却系その1)                      第34条 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が1.04MPa [gage] 以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が1.04MPa [gage] 以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。                      3. 発電課長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉停止時冷却系その1)                      第34条 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が1.04MPa [gage] 以下において、原子炉停止時冷却系<sup>※1</sup>は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が1.04MPa [gage] 以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。                      3. 発電課長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>																		
<p>表34-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	<p>表34-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること											
項目	運転上の制限																			
原子炉停止時冷却系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																			
項目	運転上の制限																			
原子炉停止時冷却系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																			
<p>表34-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回	<p>表34-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>速やかに  速やかに その後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに	B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																		
B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 原子炉停止時冷却系1系列が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに  速やかに																		
B. 原子炉停止時冷却系2系列が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能状態に復旧させる措置を開始する。 および B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに  速やかに その後毎日1回																		
<p>※1：2系列とは、原子炉停止時冷却系ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに配管を1系列とした場合の2系列分をいう。以下、第35条および第36条において同じ。</p>	<p>※1：2号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。                      ※2：2系列とは、原子炉停止時冷却系ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに配管を1系列とした場合の2系列分をいう。以下、第35条および第36条において同じ。</p>																			

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

変更前	変更後	理由												
<p>(原子炉停止時冷却系その3)                      第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)または(2)を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 発電課長は、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合においても、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、65℃以下であることを12時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表36-2の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉停止時冷却系その3)                      第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系<sup>※1</sup>は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)または(2)を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 発電課長は、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合においても、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、65℃以下であることを12時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表36-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                      (新規基準の施行に伴う変更)</p>												
<p>表36-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。                      または                      (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。 または (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。	<p>表36-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。                      または                      (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。 または (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。					
項目	運転上の制限													
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。 または (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。													
項目	運転上の制限													
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であることおよび原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。 または (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること。													
<p>表36-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。                      および                      A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。                      および                      A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。                      および                      A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。                      および                      A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	<p>表36-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。                      および                      A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。                      および                      A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。                      および                      A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。                      および                      A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに												
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに												
	<p>※1：2号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</p>													



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

変更前	変更後	理由																										
<p>(原子炉圧力)                      第38条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力は、表38-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。                      2. 原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力を24時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、原子炉圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表38-2の措置を講じる。</p> <p>表38-1</p> <table border="1" data-bbox="129 395 976 464"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.03MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表38-2</p> <table border="1" data-bbox="129 515 976 652"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。</td> <td>15分間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉圧力	7.03MPa[gage]以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15分間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>(原子炉圧力)                      第38条 原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力は、表38-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。                      2. 原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、原子炉圧力を24時間に1回確認する。                      3. 発電課長は、原子炉圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表38-2の措置を講じる。</p> <p>表38-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 395 1872 464"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.03MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表38-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 515 1872 652"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。</td> <td>15分間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉圧力	7.03MPa[gage]以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15分間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																											
原子炉圧力	7.03MPa[gage]以下																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15分間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																										
項目	運転上の制限																											
原子炉圧力	7.03MPa[gage]以下																											
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15分間																										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																										

変更前	変更後	理由																								
<p>(非常用炉心冷却系その1)                      第39条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は表39-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備および原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）を動作不能とはみなさない。                      2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時に、<u>自動減圧系</u>、<u>高圧炉心スプレイ系</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>低圧注水系</u>が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 原子炉課長は、定事検停止時に、格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項および高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、<u>低圧注水系</u>（格納容器スプレイ系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup>                      (4) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表39-2(項目3を除く)に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表39-3-1または表39-3-2の措置を講じる。</p>	<p>(非常用炉心冷却系その1)                      第39条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用炉心冷却系は表39-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備および原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）を動作不能とはみなさない。                      2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時に、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系<u>および</u>低圧注水系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) <u>計測制御課長は、定事検停止時に、自動減圧系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</u>                      (3) 原子炉課長は、定事検停止時に、格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (4) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に表39-2(項目3)に定める事項および高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系<u>および</u>低圧注水系（格納容器スプレイ系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup>                      (5) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表39-2(項目3を除く)に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表39-3-1または表39-3-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）                      記載の適正化</p>																								
<p>表39-1</p>	<p>表39-1</p>																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="114 710 324 758"></th> <th data-bbox="324 710 683 758">項目</th> <th data-bbox="683 710 1010 758">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="114 758 324 933" rowspan="4">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="324 758 683 790">低圧炉心スプレイ系</td> <td data-bbox="683 758 1010 790">1<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="324 790 683 853">低圧注水系 (格納容器スプレイ系)</td> <td data-bbox="683 790 1010 853">3<sup>※2</sup> (2<sup>※4</sup>)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="324 853 683 901">自動減圧系 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)</td> <td data-bbox="683 853 1010 901">6<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="324 901 683 933">高圧炉心スプレイ系</td> <td data-bbox="683 901 1010 933">1<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1 <sup>※2</sup>	低圧注水系 (格納容器スプレイ系)	3 <sup>※2</sup> (2 <sup>※4</sup> )	自動減圧系 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	6 <sup>※3</sup>	高圧炉心スプレイ系	1 <sup>※2</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 710 1220 758"></th> <th data-bbox="1220 710 1579 758">項目</th> <th data-bbox="1579 710 1901 758">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 758 1220 933" rowspan="4">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="1220 758 1579 790">低圧炉心スプレイ系<sup>※2</sup></td> <td data-bbox="1579 758 1901 790">1<sup>※7</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1220 790 1579 853">低圧注水系<sup>※3</sup> (格納容器スプレイ系<sup>※4</sup>)</td> <td data-bbox="1579 790 1901 853">3<sup>※7</sup> (2<sup>※9</sup>)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1220 853 1579 901">自動減圧系<sup>※5</sup> (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)</td> <td data-bbox="1579 853 1901 901">6<sup>※8</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1220 901 1579 933">高圧炉心スプレイ系<sup>※6</sup></td> <td data-bbox="1579 901 1901 933">1<sup>※7</sup></td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系 <sup>※2</sup>	1 <sup>※7</sup>	低圧注水系 <sup>※3</sup> (格納容器スプレイ系 <sup>※4</sup> )	3 <sup>※7</sup> (2 <sup>※9</sup> )	自動減圧系 <sup>※5</sup> (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	6 <sup>※8</sup>	高圧炉心スプレイ系 <sup>※6</sup>	1 <sup>※7</sup>	
	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																								
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1 <sup>※2</sup>																								
	低圧注水系 (格納容器スプレイ系)	3 <sup>※2</sup> (2 <sup>※4</sup> )																								
	自動減圧系 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	6 <sup>※3</sup>																								
	高圧炉心スプレイ系	1 <sup>※2</sup>																								
	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)																								
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系 <sup>※2</sup>	1 <sup>※7</sup>																								
	低圧注水系 <sup>※3</sup> (格納容器スプレイ系 <sup>※4</sup> )	3 <sup>※7</sup> (2 <sup>※9</sup> )																								
	自動減圧系 <sup>※5</sup> (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	6 <sup>※8</sup>																								
	高圧炉心スプレイ系 <sup>※6</sup>	1 <sup>※7</sup>																								
<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注入配管（スプレイ配管）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管（スプレイ配管を除く）の満水は、当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p> <p>※2：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。                      ※3：自動減圧系の数は、1系列に相当する弁数をいう。                      ※4：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p>	<p>※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注入配管（スプレイ配管）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管（スプレイ配管を除く）の満水は、当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p> <p>※2：2号炉の低圧炉心スプレイ系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。                      ※3：2号炉の低圧注水系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-4-1、66-4-3および66-5-5）の運転上の制限も確認する。                      ※4：2号炉の格納容器スプレイ系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-5-5、66-6-1および66-6-2）の運転上の制限も確認する。                      ※5：2号炉の自動減圧系の主蒸気逃がし安全弁およびアキュムレータは、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-3-2）の運転上の制限も確認する。                      ※6：2号炉の高圧炉心スプレイ系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-4-2）の運転上の制限も確認する。                      ※7：1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。                      ※8：自動減圧系の数は、1系列に相当する弁数をいう。                      ※9：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p>																									

変更前		変更後		理由	
表39-2		表39-2		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
項目	頻度	項目	頻度		
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が1.13MPa[gage]以上であることを確認する。	1ヶ月に1回		
2. 高圧炉心スプレイポンプの流量が1,074m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が269m以上（3号炉については263m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 高圧炉心スプレイポンプの流量が1,074m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が[ ]m以上（3号炉については263m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
3. 高圧炉心スプレイポンプの流量が325m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が861m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	3. 高圧炉心スプレイポンプの流量が325m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が[ ]m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回		
4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系における注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
5. 低圧炉心スプレイポンプの流量が1,074m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が207m以上（3号炉については203m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	5. 低圧炉心スプレイポンプの流量が1,074m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が[ ]m以上（3号炉については203m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁および試験可能逆止弁が開できることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系における注入隔離弁および試験可能逆止弁が開できることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,160m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が99m以上（3号炉については92m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	7. 残留熱除去系ポンプの流量が1,160m <sup>3</sup> /h以上で、全揚程が[ ]m以上（2号炉の残留熱除去系ポンプ（C）については、[ ]m以上、3号炉については92m以上）であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁、格納容器スプレイ弁、サブプレッションプールのスプレイ弁および残留熱除去系試験用調整弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	8. 低圧注水系における注入隔離弁、試験可能逆止弁、格納容器スプレイ弁、サブプレッションプールのスプレイ弁および残留熱除去系試験用調整弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回		
表39-3-1		表39-3-1			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間
A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 低圧注水系3系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 低圧注水系3系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 低圧注水系1系列が動作不能の場合※1	B1. 低圧注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 および B2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 低圧注水系1系列が動作不能の場合※1	B1. 低圧注水系1系列を動作可能な状態に復旧する。 および B2. 残りの低圧注水系2系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
C. 自動減圧系の弁の1つが動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁の1つを動作可能な状態に復旧する。 および C2. 高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	C. 自動減圧系の弁の1つが動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁の1つを動作可能な状態に復旧する。 および C2. 高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに

変更前			変更後			理由
D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表 3 9 - 2 に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	1 0 日間  速やかに  速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表 3 9 - 2 に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	1 0 日間  速やかに  速やかに	記載の適正化
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系列以上が動作不能の場合 または 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列および自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 または 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 または 条件 A~D のいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.77MPa[gage]未満にする。	2 4 時間  3 6 時間	E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系列以上が動作不能の場合 または 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列および自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 または 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 または 条件 A~D のいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.77MPa[gage]未満にする。	2 4 時間  3 6 時間	
※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系および格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系および格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			
表 3 9 - 3 - 2			表 3 9 - 3 - 2			
条 件		要求される措置	完了時間	条 件		完了時間
A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1		A1. 格納容器スプレイ系1系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの格納容器スプレイ系について動作可能であることを確認する。	1 0 日間  速やかに	A. 格納容器スプレイ系1系列が動作不能の場合※1		1 0 日間  速やかに
B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合 または 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合		B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	2 4 時間  3 6 時間	B. 格納容器スプレイ系2系列が動作不能の場合 または 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合		2 4 時間  3 6 時間
※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系および格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			※1：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系および格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。			

変更前	変更後	理由																																
<p>(非常用炉心冷却系その2)</p> <p>第40条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用炉心冷却系は表40-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 また、原子炉停止時冷却系起動準備および原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系の動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。 ①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 ②原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>3. 発電課長は、非常用炉心冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-3の措置を講じる。</p> <p>表40-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 1系列および復水補給水系1系列※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：本条における1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p> <p>※2：復水補給水系1系列とは、ポンプ1台および注水に必要な弁ならびに配管をいう。</p> <p>表40-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m<sup>3</sup>以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m<sup>3</sup>以上）あることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※3ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td style="text-align: center;">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 1系列および復水補給水系1系列※2	項 目	頻 度	1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※3ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>(非常用炉心冷却系その2)</p> <p>第40条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用炉心冷却系は表40-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 また、原子炉停止時冷却系起動準備および原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系の動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。 ①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 ②原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>3. 発電課長は、非常用炉心冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-3の措置を講じる。</p> <p>表40-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">非常用炉心冷却系</td> <td>(1) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 1系列および復水補給水系※3 1系列※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：本条における1系列とは、ポンプ1台および必要な弁ならびに主要配管をいう。 ※2：2号炉の低圧炉心スプレイ系、低圧注水系および高圧炉心スプレイ系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。 ※3：2号炉の復水補給水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-4-1および66-4-3）の運転上の制限も確認する。 ※4：復水補給水系1系列とは、ポンプ1台および注水に必要な弁ならびに配管をいう。</p> <p>表40-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項 目</th> <th style="text-align: center;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m<sup>3</sup>以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m<sup>3</sup>以上）あることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">12時間に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※5ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td style="text-align: center;">待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 1系列および復水補給水系※3 1系列※4	項 目	頻 度	1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回	2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※5ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1																																	
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 1系列および復水補給水系1系列※2																																	
項 目	頻 度																																	
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回																																	
2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※3ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																																	
3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																																	
4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																																	
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
項 目	運転上の制限（動作可能であるべき系列数）※1																																	
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 2系列 または (2) 非常用炉心冷却系※2（自動減圧系を除く。） 1系列および復水補給水系※3 1系列※4																																	
項 目	頻 度																																	
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位がタンク底部から690m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,270m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回																																	
2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。※5ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																																	
3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																																	
4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																																	
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																																	

変更前	変更後	理由																														
<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m<sup>3</sup>以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m<sup>3</sup>以上）あることを確認する。</td> <td>12時間に1回  12時間に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※3</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回	2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>※3</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m<sup>3</sup>以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m<sup>3</sup>以上）あることを確認する。</td> <td>12時間に1回  12時間に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※5</sup>ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>待機状態となる前に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉压力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回	2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>※5</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回	3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回	4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回	5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>記載の適正化</p>						
項目	頻度																															
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回																															
2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>※3</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																															
3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																															
4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																															
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																															
項目	頻度																															
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-5.0cm以上あることを確認する。 または 動作可能であるべき系統が復水貯蔵槽を水源とする場合は、復水貯蔵槽水位が槽底部から680m <sup>3</sup> 以上（復水補給水系ポンプを期待する場合は1,210m <sup>3</sup> 以上）あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回																															
2. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する。 <sup>※5</sup> ただし、第39条第2項(1)で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回																															
3. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系および復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回																															
4. 動作可能であるべき低圧注水系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回																															
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプ1台が運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回																															
<p>表40-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作可能な状態に復旧する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉<b>压力容器</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 2系列が動作不能の場合</td> <td>C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉<b>压力容器</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  4時間</td> </tr> <tr> <td>D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間	D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	<p>表40-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作可能な状態に復旧する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉<b>冷却材圧力</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 2系列が動作不能の場合</td> <td>C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉<b>冷却材圧力</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  4時間</td> </tr> <tr> <td>D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間	D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																														
C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間																														
D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに																														
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4時間																														
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																														
C. 2系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および C2. 1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4時間																														
D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および D3. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに																														

変更前	変更後	理由																				
<p>(原子炉隔離時冷却系)</p> <p>第41条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系は表41-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止後の原子炉起動から定期事業者検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動または高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上）において、表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表41-3の措置を講じる。</p> <p>表41-1</p> <table border="1" data-bbox="129 603 976 667"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管，ならびにタービン駆動用蒸気配管および排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁および主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管の満水は，当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p> <p>表41-2</p> <table border="1" data-bbox="129 927 976 1321"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当<sup>※2</sup>において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>定事検停止後の原子炉起動中に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。</p>	項目	運転上の制限	原子炉隔離時冷却系	動作可能であること	項目	頻度	1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>※2</sup> において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	<p>(原子炉隔離時冷却系)</p> <p>第41条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系<sup>※1</sup>は表41-1で定める事項を運転上の制限とする。<u>ただし、2号炉について、高压代替注水系起動準備および運転中（運転上の制限を確認するための事項を実施している場合を含む。）は、原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなさない。</u></p> <p>2. 原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止後の原子炉起動から定期事業者検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。<sup>※2</sup></p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動または高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上）において、表41-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系が第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表41-3の措置を講じる。</p> <p>表41-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 603 1872 667"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2号炉の原子炉隔離時冷却系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-2-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプールまたは復水貯蔵タンク（3号炉においては復水貯蔵槽））からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管，ならびにタービン駆動用蒸気配管および排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁および主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管の満水は，当該主要配管の圧力計指示が正圧になっていることで確認する。</p> <p>表41-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 927 1872 1321"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当<sup>※3</sup>において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>定事検停止後の原子炉起動中に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。</p>	項目	運転上の制限	原子炉隔離時冷却系	動作可能であること	項目	頻度	1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>※3</sup> において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																					
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること																					
項目	頻度																					
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																					
2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>※2</sup> において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回																					
項目	運転上の制限																					
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること																					
項目	頻度																					
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																					
2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>※3</sup> において，原子炉隔離時冷却系ポンプ流量が90.8m³/hで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入隔離弁および試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要配管が満水であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回																					



変更前			変更後			理由
表4-1-3			表4-1-3			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。および	10日間	A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。および	10日間	
	A2. 高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。および	速やかに		A2. 高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。および	速やかに	
	A3. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が表3-9-2に定める値であることを確認する。	速やかに		A3. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が表3-9-2に定める値であることを確認する。	速やかに	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。および	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。および	24時間	
	B2. 原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	36時間		B2. 原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	36時間	

変更前	変更後	理由																																										
<p>(主蒸気隔離弁)                      第4-2条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気隔離弁は、表4-2-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 計測制御課長は、定事検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉することおよび全閉時間が表4-2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 原子炉課長は、定事検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表4-2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      3. 発電課長は、主蒸気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表4-2-3の措置を講じる。</p> <p>表4-2-1</p> <table border="1" data-bbox="129 475 990 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4-2-2</p> <table border="1" data-bbox="129 592 990 711"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁全閉時間</td> <td>3秒以上5秒以下</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の漏えい率</td> <td>原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4-2-3</p> <table border="1" data-bbox="129 764 990 927"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気隔離弁	動作可能であること	項目	判定値	主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上5秒以下	主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(主蒸気隔離弁)                      第4-2条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気隔離弁は、表4-2-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 計測制御課長は、定事検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉することおよび全閉時間が表4-2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 原子炉課長は、定事検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表4-2-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      3. 発電課長は、主蒸気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表4-2-3の措置を講じる。</p> <p>表4-2-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1886 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4-2-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 592 1886 711"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気隔離弁全閉時間</td> <td>3秒以上5秒以下</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁の漏えい率</td> <td>原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4-2-3</p> <table border="1" data-bbox="1025 764 1886 927"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合</td> <td>A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気隔離弁	動作可能であること	項目	判定値	主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上5秒以下	主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>変更なし</p>
項目	運転上の制限																																											
主蒸気隔離弁	動作可能であること																																											
項目	判定値																																											
主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上5秒以下																																											
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下																																											
条件	要求される措置	完了時間																																										
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間																																										
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																										
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																										
項目	運転上の制限																																											
主蒸気隔離弁	動作可能であること																																											
項目	判定値																																											
主蒸気隔離弁全閉時間	3秒以上5秒以下																																											
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%/日/個以下																																											
条件	要求される措置	完了時間																																										
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁の系列の主蒸気隔離弁を全閉する。	8時間																																										
B. 条件Aで要求される措置を完了 時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																										
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																										

変更前	変更後	理由																				
<p>(格納容器および格納容器隔離弁)</p> <p>第43条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器および格納容器隔離弁は、表43-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウエル点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器が機能喪失とはみなさない。</p> <p>2. 格納容器および格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時に、格納容器漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 計測制御課長は、定事検停止時に、表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器または格納容器隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表43-4の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表43-4の措置を講じる。</p> <p>表43-1</p> <table border="1" data-bbox="129 603 990 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表43-2</p> <table border="1" data-bbox="129 783 981 895"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器	機能が健全であること	格納容器隔離弁	動作可能であること	項目	判定値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)	<p>(格納容器および格納容器隔離弁)</p> <p>第43条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器および格納容器隔離弁<sup>※1</sup>は、表43-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウエル点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器が機能喪失とはみなさない。</p> <p>2. 格納容器および格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉課長は、定事検停止時に、格納容器漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 計測制御課長は、定事検停止時に、表43-3に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器または格納容器隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表43-4の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表43-4の措置を講じる。</p> <p>表43-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 603 1886 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表43-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 783 1868 895"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の漏えい率</td> <td>0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1：2号炉の格納容器および格納容器隔離弁は重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p>	項目	運転上の制限	格納容器	機能が健全であること	格納容器隔離弁	動作可能であること	項目	判定値	格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																					
格納容器	機能が健全であること																					
格納容器隔離弁	動作可能であること																					
項目	判定値																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)																					
項目	運転上の制限																					
格納容器	機能が健全であること																					
格納容器隔離弁	動作可能であること																					
項目	判定値																					
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)																					

変更前

変更後

理由

表43-3

1. 2号炉

- (1)主蒸気管ドレン系
  - 主蒸気ドレンライン第一隔離弁
  - 主蒸気ドレンライン第二隔離弁
- (2)炉水サンプリング系
  - PLRサンプルライン第一隔離弁
  - PLRサンプルライン第二隔離弁
- (3)残留熱除去系
  - RHR A, B系停止時冷却吸込第一隔離弁
  - RHR A, B系停止時冷却吸込第二隔離弁
  - RHR A, B系停止時冷却注入隔離弁
  - RHRヘッドスプレイ注入隔離弁
  - RHR A系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁
  - RHR B系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁
  - RHR A系RW連絡第一弁
  - RHR B系RW連絡第一弁
  - RHR A系RW連絡第二弁
  - RHR B系RW連絡第二弁
  - RHR A系系統暖機弁
  - RHR B系系統暖機弁
- (4)原子炉格納容器ドレン系
  - D/W LCWサンブ第一隔離弁
  - D/W LCWサンブ第二隔離弁
  - D/W HCWサンブ第一隔離弁
  - D/W HCWサンブ第二隔離弁
- (5)可動インコアプローブ系
  - TIP玉形弁A~D
  - TIPバージ隔離弁
- (6)原子炉格納容器調気系
  - バージ用空気供給側隔離弁
  - D/Wバージ用入口隔離弁
  - S/Cバージ用入口隔離弁
  - 補給用窒素ガス供給側第二隔離弁
  - D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
  - S/C補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
  - バージ用窒素ガス供給側第二隔離弁
  - D/Wベント用出口隔離弁
  - ベント用SGTS側隔離弁
  - ベント用HVAC側隔離弁
  - S/Cベント用出口隔離弁
  - D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁
  - S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁
  - PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
  - 真空破壊弁(A)~(F)計装用空気配管隔離弁
- (7)試料採取系
  - RHR A系試料採取第一弁
  - RHR B系試料採取第一弁
  - RHR A系試料採取第二弁
  - RHR B系試料採取第二弁
  - 露点サンプリング入口第一隔離弁
  - 露点サンプリング入口第二隔離弁

表43-3

1. 2号炉

- (1)主蒸気管ドレン系
  - 主蒸気ドレンライン第一隔離弁
  - 主蒸気ドレンライン第二隔離弁
- (2)炉水サンプリング系
  - PLRサンプルライン第一隔離弁
  - PLRサンプルライン第二隔離弁
- (3)残留熱除去系
  - RHR A, B系停止時冷却吸込第一隔離弁
  - RHR A, B系停止時冷却吸込第二隔離弁
  - RHR A, B系停止時冷却注入隔離弁
  - RHRヘッドスプレイ注入隔離弁
  - RHR A系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁
  - RHR B系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁
  - RHR A系RW連絡第一弁
  - RHR B系RW連絡第一弁
  - RHR A系RW連絡第二弁
  - RHR B系RW連絡第二弁
  - RHR A系系統暖機弁
  - RHR B系系統暖機弁
- (4)原子炉格納容器ドレン系
  - D/W LCWサンブ第一隔離弁
  - D/W LCWサンブ第二隔離弁
  - D/W HCWサンブ第一隔離弁
  - D/W HCWサンブ第二隔離弁
- (5)可動インコアプローブ系
  - TIP玉形弁A~D
  - TIPバージ隔離弁
- (6)原子炉格納容器調気系
  - バージ用空気供給側隔離弁
  - D/Wバージ用入口隔離弁
  - S/Cバージ用入口隔離弁
  - 補給用窒素ガス供給側第二隔離弁
  - D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
  - S/C補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
  - バージ用窒素ガス供給側第二隔離弁
  - D/Wベント用出口隔離弁
  - ベント用SGTS側隔離弁
  - ベント用HVAC側隔離弁
  - S/Cベント用出口隔離弁
  - D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁
  - S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁
  - PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
  - 真空破壊弁(A)~(F)計装用空気配管隔離弁
- (7)試料採取系
  - RHR A系試料採取第一弁
  - RHR B系試料採取第一弁
  - RHR A系試料採取第二弁
  - RHR B系試料採取第二弁
  - 露点サンプリング入口第一隔離弁
  - 露点サンプリング入口第二隔離弁

変更前	変更後	理由
<p>露点サンプリング戻り第一隔離弁 露点サンプリング戻り第二隔離弁 (8)原子炉冷却材浄化系 CUW入口ライン第一隔離弁 CUW入口ライン第二隔離弁 (9)可燃性ガス濃度制御系 FCS A, B系入口隔離弁 FCS A, B系出口隔離弁 (10)漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口第二隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第二隔離弁 主蒸気第二隔離弁リークオフライン隔離弁 (11)事故後サンプリング系 事故後RHRサンプリング第一弁 事故後RHRサンプリング第二弁 事故後炉水サンプリング第一隔離弁 事故後炉水サンプリング第二隔離弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第二止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第二止め弁 事故後サンプリング設備戻り第一隔離弁 事故後サンプリング設備戻り第二隔離弁 (12)計装用圧縮空気系 計装用圧縮空気系第二隔離弁</p>	<p>露点サンプリング戻り第一隔離弁 露点サンプリング戻り第二隔離弁 (8)原子炉冷却材浄化系 CUW入口ライン第一隔離弁 CUW入口ライン第二隔離弁 (9)可燃性ガス濃度制御系 FCS A, B系入口隔離弁 FCS A, B系出口隔離弁 (10)漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口第二隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第二隔離弁 主蒸気第二隔離弁リークオフライン隔離弁 (11)事故後サンプリング系 事故後RHRサンプリング第一弁 事故後RHRサンプリング第二弁 事故後炉水サンプリング第一隔離弁 事故後炉水サンプリング第二隔離弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第二止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第二止め弁 事故後サンプリング設備戻り第一隔離弁 事故後サンプリング設備戻り第二隔離弁 (12)計装用圧縮空気系 計装用圧縮空気系第二隔離弁</p>	

変更前	変更後	理由
<p>2. 3号炉</p> <p>(1)主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン第一隔離弁 主蒸気ドレンライン第二隔離弁</p> <p>(2)炉水サンプリング系 PLRサンプルライン第一隔離弁 PLRサンプルライン第二隔離弁</p> <p>(3)残留熱除去系 RHR A, B系停止時冷却吸込第一隔離弁 RHR A, B系停止時冷却吸込第二隔離弁 RHR A, B系停止時冷却注入隔離弁 RHRヘッドスプレイ注入隔離弁 RHR A系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁 RHR B系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁 RHR A系RW連絡第一弁 RHR B系RW連絡第一弁 RHR A系RW連絡第二弁 RHR B系RW連絡第二弁 RHR A系系統暖機弁 RHR B系系統暖機弁</p> <p>(4)原子炉格納容器ドレン系 D/W LCWサンプ第一隔離弁 D/W LCWサンプ第二隔離弁 D/W HCWサンプ第一隔離弁 D/W HCWサンプ第二隔離弁</p> <p>(5)可動インコアプローブ系 TIP 隔離弁A, B TIP パージ隔離弁</p> <p>(6)原子炉格納容器調気系 パージ用空気供給側隔離弁 D/Wパージ用入口隔離弁 S/Cパージ用入口隔離弁 補給用窒素ガス供給側第二隔離弁 D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁 S/C補給用窒素ガス供給用第一隔離弁 パージ用窒素ガス供給側第二隔離弁 D/Wベント用出口隔離弁 ベント用SGTS側隔離弁 ベント用HVAC側隔離弁 S/Cベント用出口隔離弁 D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁 S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁 真空破壊弁(A)～(F)計装用空気配管隔離弁 PCV耐圧強化ベント連絡配管隔離弁</p> <p>(7)試料採取系 RHR A系試料採取第一弁 RHR B系試料採取第一弁 RHR A系試料採取第二弁 RHR B系試料採取第二弁 露点サンプリング入口第一隔離弁 露点サンプリング入口第二隔離弁 露点サンプリング戻り第一隔離弁</p>	<p>2. 3号炉</p> <p>(1)主蒸気管ドレン系 主蒸気ドレンライン第一隔離弁 主蒸気ドレンライン第二隔離弁</p> <p>(2)炉水サンプリング系 PLRサンプルライン第一隔離弁 PLRサンプルライン第二隔離弁</p> <p>(3)残留熱除去系 RHR A, B系停止時冷却吸込第一隔離弁 RHR A, B系停止時冷却吸込第二隔離弁 RHR A, B系停止時冷却注入隔離弁 RHRヘッドスプレイ注入隔離弁 RHR A系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁 RHR B系停止時冷却試験可能逆止弁均圧弁 RHR A系RW連絡第一弁 RHR B系RW連絡第一弁 RHR A系RW連絡第二弁 RHR B系RW連絡第二弁 RHR A系系統暖機弁 RHR B系系統暖機弁</p> <p>(4)原子炉格納容器ドレン系 D/W LCWサンプ第一隔離弁 D/W LCWサンプ第二隔離弁 D/W HCWサンプ第一隔離弁 D/W HCWサンプ第二隔離弁</p> <p>(5)可動インコアプローブ系 TIP 隔離弁A, B TIP パージ隔離弁</p> <p>(6)原子炉格納容器調気系 パージ用空気供給側隔離弁 D/Wパージ用入口隔離弁 S/Cパージ用入口隔離弁 補給用窒素ガス供給側第二隔離弁 D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁 S/C補給用窒素ガス供給用第一隔離弁 パージ用窒素ガス供給側第二隔離弁 D/Wベント用出口隔離弁 ベント用SGTS側隔離弁 ベント用HVAC側隔離弁 S/Cベント用出口隔離弁 D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁 S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁 真空破壊弁(A)～(F)計装用空気配管隔離弁 PCV耐圧強化ベント連絡配管隔離弁</p> <p>(7)試料採取系 RHR A系試料採取第一弁 RHR B系試料採取第一弁 RHR A系試料採取第二弁 RHR B系試料採取第二弁 露点サンプリング入口第一隔離弁 露点サンプリング入口第二隔離弁 露点サンプリング戻り第一隔離弁</p>	

変更前	変更後	理由
露点サンプリング戻り第二隔離弁 (8)原子炉冷却材浄化系 CUW入口ライン第一隔離弁 CUW入口ライン第二隔離弁 (9)可燃性ガス濃度制御系 FCS A, B系入口隔離弁 FCS A, B系出口隔離弁 (10)漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口第二隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第二隔離弁 主蒸気第二隔離弁リークオフライン隔離弁 (11)事故後サンプリング系 事故後RHRサンプリング第一弁 事故後RHRサンプリング第二弁 事故後炉水サンプリング第一隔離弁 事故後炉水サンプリング第二隔離弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第二止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第二止め弁 事故後サンプリング設備戻り第一隔離弁 事故後サンプリング設備戻り第二隔離弁 (12)計装用圧縮空気系 IA第二隔離弁	露点サンプリング戻り第二隔離弁 (8)原子炉冷却材浄化系 CUW入口ライン第一隔離弁 CUW入口ライン第二隔離弁 (9)可燃性ガス濃度制御系 FCS A, B系入口隔離弁 FCS A, B系出口隔離弁 (10)漏えい検出系 漏えい検出系放射線モニタ入口第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ入口第二隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第一隔離弁 漏えい検出系放射線モニタ戻り第二隔離弁 主蒸気第二隔離弁リークオフライン隔離弁 (11)事故後サンプリング系 事故後RHRサンプリング第一弁 事故後RHRサンプリング第二弁 事故後炉水サンプリング第一隔離弁 事故後炉水サンプリング第二隔離弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング入口第二止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 事故後PCV雰囲気サンプリング戻り第二止め弁 事故後サンプリング設備戻り第一隔離弁 事故後サンプリング設備戻り第二隔離弁 (12)計装用圧縮空気系 IA第二隔離弁	

表43-4

条件	要求される措置	完了時間
A. 条件B, CまたはD以外の場合であって、格納容器の機能が健全でない場合	A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1時間
B. (主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2個を有する配管に適用) 動作不能な格納容器隔離弁 1個を有する配管が1つ以上ある場合	B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>*1</sup> および B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第95条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回
C. (主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2個を有する配管に適用) 動作不能な格納容器隔離弁 2個を有する配管が1つ以上ある場合	C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>*1</sup> および C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第95条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1時間  1ヶ月に1回

表43-4

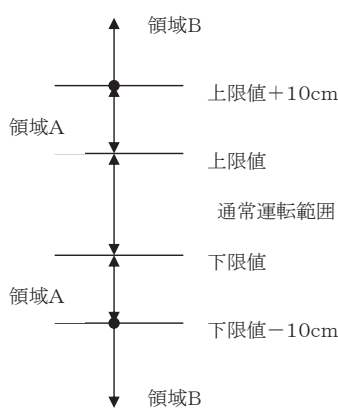
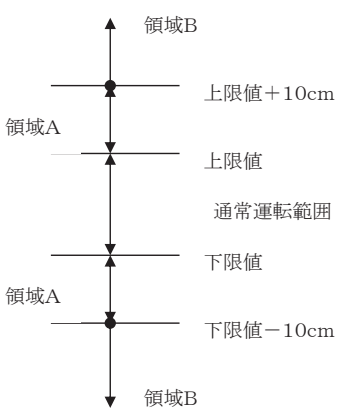
条件	要求される措置	完了時間
A. 条件B, CまたはD以外の場合であって、格納容器の機能が健全でない場合	A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1時間
B. (主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2個を有する配管に適用) 動作不能な格納容器隔離弁 1個を有する配管が1つ以上ある場合	B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>*2</sup> および B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第95条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回
C. (主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2個を有する配管に適用) 動作不能な格納容器隔離弁 2個を有する配管が1つ以上ある場合	C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>*2</sup> および C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第95条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1時間  1ヶ月に1回

変更前			変更後			理由
D. 格納容器隔離弁1個を有する配管に適用 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合	D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>※1</sup> および D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第9.5条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	D. 格納容器隔離弁1個を有する配管に適用 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合	D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>※2</sup> および D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第9.5条に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4時間  1ヶ月に1回	
E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
<sup>※1</sup> ：動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより、当該系統の機能が喪失した場合は、該当する条文を適用する。			<sup>※2</sup> ：動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより、当該系統の機能が喪失した場合は、該当する条文を適用する。			



変更前	変更後	理由																								
<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開および全閉することを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p>	<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁<sup>※1</sup>は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開および全閉することを確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>																								
<p>表44-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること	<p>表44-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																	
項目	運転上の制限																									
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																									
<p>表44-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合</td> <td>A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合</td> <td>B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間	B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>表44-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合</td> <td>A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合</td> <td>B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間	B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間																								
B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 真空破壊弁2弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3日間																								
B. 真空破壊弁1弁以上が全開不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																								
	<p>※1：2号炉のサブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。</p>																									

変更前	変更後	理由																																																
<p>(サブプレッションプールの平均水温)</p> <p>第45条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションプールの平均水温<sup>※1</sup>は、表45-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後24時間までを除く。</p> <p>2. サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような場合、サブプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えた時には、5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47℃を超えた場合には、サブプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し、24時間以内に平均水温を32℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてサブプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッションプールの平均水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表45-2の措置を講じる。</p>	<p>(サブプレッションプールの平均水温)</p> <p>第45条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションプール<sup>※1</sup>の平均水温<sup>※2</sup>は、表45-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系<sup>または高圧代替注水系<sup>※3</sup></sup>の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後24時間までを除く。</p> <p>2. サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において原子炉隔離時冷却系<sup>または高圧代替注水系</sup>の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような場合、サブプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えた時には、5分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が47℃を超えた場合には、サブプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し、24時間以内に平均水温を32℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてサブプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッションプールの平均水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表45-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>																																																
<p>表45-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプールの平均水温</td> <td>32℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションプールの平均水温	32℃以下	<p>表45-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプールの平均水温</td> <td>32℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションプールの平均水温	32℃以下																																									
項目	運転上の制限																																																	
サブプレッションプールの平均水温	32℃以下																																																	
項目	運転上の制限																																																	
サブプレッションプールの平均水温	32℃以下																																																	
<p>※1：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。</p>	<p>※1：2号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。                  ※2：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。                  ※3：高圧代替注水系は、2号炉のみ適用。</p>																																																	
<p>表45-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合</td> <td>A1. 32℃以下に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合</td> <td>C1. 原子炉をスクラムする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>および</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>および</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>C3. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合	A1. 32℃以下に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	および	1時間	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間		および			C3. 冷温停止にする。	36時間	<p>表45-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合</td> <td>A1. 32℃以下に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合</td> <td>C1. 原子炉をスクラムする。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>および</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>および</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>C3. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合	A1. 32℃以下に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	および	1時間	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間		および			C3. 冷温停止にする。	36時間	
条件	要求される措置	完了時間																																																
A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合	A1. 32℃以下に復旧する。	24時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																																
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																																
C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに																																																
	および	1時間																																																
	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																																
	および																																																	
	C3. 冷温停止にする。	36時間																																																
条件	要求される措置	完了時間																																																
A. サプレッションプール平均水温が32℃を超えている場合	A1. 32℃以下に復旧する。	24時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																																
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																																
C. サプレッションプール平均水温が49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに																																																
	および	1時間																																																
	C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																																
	および																																																	
	C3. 冷温停止にする。	36時間																																																

変更前	変更後	理由								
<p>(サブプレッションプールの水位)</p> <p>第46条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションプールの水位は、表46-1（図46）で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。</p> <p>2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>（1）発電課長は、原子炉の状態が運転、起動または高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッションプールの水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表46-2の措置を講じる。</p> <p>表46-1</p> <table border="1" data-bbox="129 419 985 507"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプール水位</td> <td>+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションプール水位	+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上	<p>(サブプレッションプールの水位)</p> <p>第46条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションプール<sup>※1</sup>の水位は、表46-1（図46）で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。</p> <p>2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>（1）発電課長は、原子炉の状態が運転、起動または高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、サブプレッションプールの水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表46-2の措置を講じる。</p> <p>表46-1</p> <table border="1" data-bbox="1021 419 1877 507"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッションプール水位</td> <td>+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。</p>	項目	運転上の制限	サブプレッションプール水位	+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限									
サブプレッションプール水位	+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上									
項目	運転上の制限									
サブプレッションプール水位	+5.0cm（上限値）以下 -5.0cm（下限値）以上									
<p>図46</p> 	<p>図46</p> 									

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

変更前	変更後	理由																								
<p>(可燃性ガス濃度制御系)</p> <p>第47条 原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表47-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 計測制御課長は、定事検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系ブローが起動することおよび可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表47-2の措置を講じる。</p> <p>表47-1</p> <table border="1" data-bbox="129 475 976 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>2系列*1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること	<p>(可燃性ガス濃度制御系)</p> <p>第47条 原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表47-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 計測制御課長は、定事検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転および起動において、可燃性ガス濃度制御系ブローが起動することおよび可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表47-2の措置を講じる。</p> <p>表47-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1872 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>2系列*1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること	<p>変更なし</p>																
項目	運転上の制限																									
可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
可燃性ガス濃度制御系	2系列*1が動作可能であること																									
<p>表47-2</p> <table border="1" data-bbox="129 619 976 885"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	<p>表47-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 619 1872 885"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに	B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 可燃性ガス濃度制御系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを確認する。	30日間  速やかに																								
B. 可燃性ガス濃度制御系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに																								
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																								
<p>*1：1系列とは、ブロー1台、再結合器1基および必要な弁ならびに配管をいう。</p>	<p>*1：1系列とは、ブロー1台、再結合器1基および必要な弁ならびに配管をいう。</p>																									

変更前	変更後	理由																																			
<p>(格納容器の酸素濃度) 第48条</p> <p>原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間および原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転において、格納容器の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表48-2の措置を講じる。</p> <p>表48-1</p> <table border="1" data-bbox="129 911 985 978"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表48-2</p> <table border="1" data-bbox="129 1082 985 1273"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器の酸素濃度	4%以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(格納容器の酸素濃度) 第48条</p> <p><u>[2号炉]</u></p> <p>原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の酸素濃度<sup>※1</sup>は、<u>表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)または(2)の期間は除く。</u></p> <p><u>(1) 原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合であって、ドライウェル点検後の原子炉の状態が運転になってからの24時間までの期間。</u></p> <p><u>(2) 原子炉の停止時にドライウェル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間。</u></p> <p>2. <u>格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</u></p> <p><u>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</u></p> <p>3. <u>発電課長は、格納容器内の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</u></p> <p><u>[3号炉]</u></p> <p>原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間および原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の24時間を除く。</p> <p>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転において、格納容器の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、格納容器の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表48-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：2号炉の原子炉格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-5-6)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>表48-1</p> <table border="1" data-bbox="1019 911 1879 1003"> <thead> <tr> <th></th> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>2号炉</u></td> <td><u>格納容器の酸素濃度</u></td> <td><u>2.5%以下</u></td> </tr> <tr> <td><u>3号炉</u></td> <td>格納容器の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表48-2</p> <table border="1" data-bbox="1019 1082 1879 1273"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	<u>2号炉</u>	<u>格納容器の酸素濃度</u>	<u>2.5%以下</u>	<u>3号炉</u>	格納容器の酸素濃度	4%以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																				
格納容器の酸素濃度	4%以下																																				
条件	要求される措置	完了時間																																			
A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間																																			
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																			
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																			
	項目	運転上の制限																																			
<u>2号炉</u>	<u>格納容器の酸素濃度</u>	<u>2.5%以下</u>																																			
<u>3号炉</u>	格納容器の酸素濃度	4%以下																																			
条件	要求される措置	完了時間																																			
A. 格納容器の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間																																			
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																			
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																			

変更前	変更後	理由																								
<p>(原子炉建屋) 第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉建屋) 第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟<sup>※2※3</sup>は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 発電管理課長は、定事検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認する。</p> <p>(2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>																								
<p>表49-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること	<p>表49-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																	
項目	運転上の制限																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																									
<p>表49-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに	<p>表49-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。<sup>※4</sup></td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。 <sup>※4</sup>	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																								
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。 <sup>※4</sup>	4時間																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																								
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに																								
<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>	<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。                  ※2：2号炉の原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋ブローアウトパネルを含む。）は重大事故等対処設備を兼ねる。                  ※3：原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能は、運転、起動および高温停止の場合に適用する。                  ※4：2号炉の原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した場合に、第66条（66-14-2）による再開止をしても、本措置を完了したこととしては扱わない。</p>																									

変更前	変更後	理由																								
<p>(原子炉建屋給排気隔離弁)                      第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時*<sup>1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      3. 発電課長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表50-2の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉建屋給排気隔離弁)                      第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時*<sup>1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      3. 発電課長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表50-2の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>																								
<p>表50-1</p> <table border="1" data-bbox="129 446 990 513"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋給排気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること	<p>表50-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 446 1886 513"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋給排気隔離弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること																	
項目	運転上の制限																									
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること																									
<p>表50-2</p> <table border="1" data-bbox="129 566 990 1220"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）</td> <td>A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>表50-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 566 1886 1220"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）</td> <td>A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間																								
B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																								
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離した場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 および A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間																								
B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																								
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 または 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																								
<p>*1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>	<p>*1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>																									



変更前	変更後	理由																														
<p>(非常用ガス処理系)</p> <p>第51条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>※1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、定事検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>※1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動することおよび非常用ガス処理系の出入口弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p>	<p>(非常用ガス処理系)</p> <p>第51条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>※1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系<sup>※2</sup>は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、定事検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表51-2に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>※1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動することおよび非常用ガス処理系の出入口弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>																														
<p>表51-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	<p>表51-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																							
項目	運転上の制限																															
非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																															
項目	運転上の制限																															
非常用ガス処理系	2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																															
<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>	<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>																															
<p>※2：2系列とは、排風機2台、フィルタ1基および必要なダンパ、ダクトをいう。</p>	<p>※2：2号炉の非常用ガス処理系は、重大事故等対処設備を兼ねる。</p>																															
<p>※3：2系列とは、排風機2台、フィルタ1基および必要なダンパ、ダクトをいう。</p>																																
<p>表51-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	99%以上	<p>表51-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	99%以上																							
項目	判定値																															
総合除去効率	99%以上																															
項目	判定値																															
総合除去効率	99%以上																															
<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.99%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	99.99%以上	<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.99%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	99.99%以上																							
項目	判定値																															
総合除去効率	99.99%以上																															
項目	判定値																															
総合除去効率	99.99%以上																															
<p>表51-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合</td> <td>D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	<p>表51-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合</td> <td>D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																														
B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																														
D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 非常用ガス処理系1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																														
B. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														
C. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 および C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																														
D. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														

変更前			変更後			理由
E. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 および E2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	E. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系2系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 および E2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	

変更前	変更後	理由																		
<p>(原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系)  <b>第54条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は、<a href="#">表54-1</a>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、原子炉補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および原子炉補機冷却海水ポンプ（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup></p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>*2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<a href="#">表54-2</a>の事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉補機冷却水系または原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表54-3</a>の措置を講じる。ただし、この場合第39条および<b>第61条</b>は適用しない。</p>	<p>(原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系)  <b>第52条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は、<a href="#">表52-1</a>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、原子炉補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および原子炉補機冷却海水ポンプ（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup></p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>*2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<a href="#">表52-2</a>の事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉補機冷却水系または原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表52-3</a>の措置を講じる。ただし、この場合第39条および<b>第59条</b>は適用しない。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>																		
<p><a href="#">表54-1</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>*3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること	<p><a href="#">表52-1</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系<sup>*3*4</sup> および原子炉補機冷却海水系<sup>*3*4</sup></td> <td>2系列<sup>*5</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 <sup>*3*4</sup> および原子炉補機冷却海水系 <sup>*3*4</sup>	2系列 <sup>*5</sup> が動作可能であること											
項目	運転上の制限																			
原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること																			
項目	運転上の制限																			
原子炉補機冷却水系 <sup>*3*4</sup> および原子炉補機冷却海水系 <sup>*3*4</sup>	2系列 <sup>*5</sup> が動作可能であること																			
<p><a href="#">表54-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 冷却水ポンプが起動すること<sup>*4</sup>を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 海水ポンプが起動すること<sup>*4</sup>を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 冷却水ポンプが起動すること <sup>*4</sup> を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 海水ポンプが起動すること <sup>*4</sup> を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	<p><a href="#">表52-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 冷却水ポンプが起動すること<sup>*6</sup>を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 海水ポンプが起動すること<sup>*6</sup>を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 冷却水ポンプが起動すること <sup>*6</sup> を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 海水ポンプが起動すること <sup>*6</sup> を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回							
項目	頻度																			
1. 冷却水ポンプが起動すること <sup>*4</sup> を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																			
2. 海水ポンプが起動すること <sup>*4</sup> を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																			
項目	頻度																			
1. 冷却水ポンプが起動すること <sup>*6</sup> を確認する。また、冷却水ポンプの運転確認後、冷却水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることおよび主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																			
2. 海水ポンプが起動すること <sup>*6</sup> を確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																			
<p><a href="#">表54-3</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回	<p><a href="#">表52-3</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。</td> <td>10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 2系列が動作不能の場合 または 条件Aにおいてさらに異なる区分の高圧炉心スプレイ補機冷却水系または高圧炉心スプレイ補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間  36時間  冷温停止となるまで 毎日1回																		

変更前	変更後	理由
<p>※1：原子炉補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち主要配管満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>※3：1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器2基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p> <p>※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	<p>※1：原子炉補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち主要配管満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>※3：<u>2号炉の原子炉補機冷却水系の残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁および必要な弁ならびに主要配管は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-5-4）の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>※4：<u>2号炉の原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p>※5：1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器2基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p> <p>※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由																		
<p>(高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系)</p> <p><b>第55条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系は、<b>表55-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、高圧炉心スプレ補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および高圧炉心スプレ補機冷却海水ポンプ（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレ補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、高圧炉心スプレ補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup></p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレ補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>*2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<b>表55-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、高圧炉心スプレ補機冷却水系または高圧炉心スプレ補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表55-3</b>の措置を講じる。ただし、この場合第39条および<b>第61条</b>は適用しない。</p>	<p>(高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系)</p> <p><b>第53条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系は、<b>表53-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、高圧炉心スプレ補機冷却水ポンプ（以下、本条において「冷却水ポンプ」という。）および高圧炉心スプレ補機冷却海水ポンプ（以下、本条において「海水ポンプ」という。）が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレ補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、高圧炉心スプレ補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>*1</sup></p> <p>(3) 発電課長は、定事検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレ補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>*2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<b>表53-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、高圧炉心スプレ補機冷却水系または高圧炉心スプレ補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表53-3</b>の措置を講じる。ただし、この場合第39条および<b>第59条</b>は適用しない。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>																		
<p><b>表55-1</b></p>	<p><b>表53-1</b></p>																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系</td> <td>1系列<sup>*3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系	1系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレ補機冷却水系<sup>*3</sup>および高圧炉心スプレ補機冷却海水系<sup>*3</sup></td> <td>1系列<sup>*4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	高圧炉心スプレ補機冷却水系 <sup>*3</sup> および高圧炉心スプレ補機冷却海水系 <sup>*3</sup>	1系列 <sup>*4</sup> が動作可能であること											
項目	運転上の制限																			
高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系	1系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること																			
項目	運転上の制限																			
高圧炉心スプレ補機冷却水系 <sup>*3</sup> および高圧炉心スプレ補機冷却海水系 <sup>*3</sup>	1系列 <sup>*4</sup> が動作可能であること																			
<p><b>表55-2</b></p>	<p><b>表53-2</b></p>																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回							
項目	頻度																			
1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																			
2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																			
項目	頻度																			
1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回																			
2. 海水ポンプが起動することを確認する。また、海水ポンプの運転確認後、海水ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回																			
<p><b>表55-3</b></p>	<p><b>表53-3</b></p>																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合</td> <td>B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。</td> <td>24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回	
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 高圧炉心スプレ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレ補機冷却水系および高圧炉心スプレ補機冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 条件Aにおいてさらに原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 および B2. 1. 冷温停止とする。 または B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24時間 36時間 冷温停止となるまで 毎日1回																		

変更前	変更後	理由
<p>※1：高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち主要配管満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：高圧炉心スプレイ補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>※3：1系列とは、冷却水ポンプ1台、海水ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p>	<p>※1：高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器と冷却水ポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁および電動弁ならびに主要配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち主要配管満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管満水は、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2：高圧炉心スプレイ補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁および電動弁ならびにこの配管に接続する配管上の手動弁および電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。</p> <p>※3：<u>2号炉の高圧炉心スプレイ系補機冷却水系および高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p>※4：1系列とは、冷却水ポンプ1台、海水ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに主要配管をいう。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由												
<p>(使用済燃料プールの水位・水温)  <b>第56条</b> 使用済燃料プールの水位および水温は、<a href="#">表56-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。                  2. 使用済燃料プールの水位および水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                  (1) 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。                  3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位または水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表56-2</a>の措置を講じる。</p>	<p>(使用済燃料プールの水位・水温)  <b>第54条</b> 使用済燃料プールの水位および水温は、<a href="#">表54-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。                  2. 使用済燃料プールの水位および水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                  (1) 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。                  3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位または水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表54-2</a>の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p>												
<p><a href="#">表56-1</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水温</td> <td>65℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること	使用済燃料プールの水温	65℃以下	<p><a href="#">表54-1</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの水温</td> <td>65℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること	使用済燃料プールの水温	65℃以下	
項目	運転上の制限													
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること													
使用済燃料プールの水温	65℃以下													
項目	運転上の制限													
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること													
使用済燃料プールの水温	65℃以下													
<p><a href="#">表56-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	<p><a href="#">表54-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに												
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 および A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。 および A3. 原子炉建屋大物機器搬入口および原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 および A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 および A5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに その後毎日1回  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに												

変更前	変更後	理由																				
<p>(燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位)</p> <p><a href="#">第57条</a> 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合、原子炉水位は、<a href="#">表57-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表57-2</a>の措置を講じる。</p> <p><a href="#">表57-1</a></p> <table border="1" data-bbox="129 395 976 481"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="#">表57-2</a></p> <table border="1" data-bbox="129 560 976 722"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに	<p>(燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位)</p> <p><a href="#">第55条</a> 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合、原子炉水位は、<a href="#">表55-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料または制御棒を移動する場合、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを24時間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、原子炉水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<a href="#">表55-2</a>の措置を講じる。</p> <p><a href="#">表55-1</a></p> <table border="1" data-bbox="1025 395 1872 481"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位</td> <td>オーバーフロー水位付近にあること</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="#">表55-2</a></p> <table border="1" data-bbox="1025 560 1872 722"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに	<p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																					
燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに																				
項目	運転上の制限																					
燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること																					
条件	要求される措置	完了時間																				
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料または制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料または制御棒は所定の場所に移動する。 および A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに  速やかに																				



変更前	変更後	理由																														
<p>(中央制御室非常用換気空調系)  <b>第58条</b> 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系は<b>表58-1</b>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が<b>表58-2</b>に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系ファンが起動することおよび中央制御室非常用換気空調系ダンパが動作可能であることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表58-3</b>の措置を講じる。</p>	<p>(中央制御室非常用換気空調系)  <b>第56条</b> 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系<sup>*2</sup>は<b>表56-1</b>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 電気課長は、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、定事検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が<b>表56-2</b>に定める値であることを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時<sup>*1</sup>または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系ファンが起動することおよび中央制御室非常用換気空調系ダンパが動作可能であることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表56-3</b>の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>																														
<p><b>表58-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>*2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること	<p><b>表56-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>*3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること																							
項目	運転上の制限																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること																															
項目	運転上の制限																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>*3</sup> が動作可能であること																															
<p><b>表58-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>90%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	<p><b>表56-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>90%以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	判定値	総合除去効率	90%以上																							
項目	判定値																															
総合除去効率	90%以上																															
項目	判定値																															
総合除去効率	90%以上																															
<p><b>表58-3</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p><b>表56-3</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																														
B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														
D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																														
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 中央制御室非常用換気空調系の1系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																														
B. 中央制御室非常用換気空調系の2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、および高温停止において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 および C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														
D. 炉心変更時または原子炉建屋原子炉棟で照射された燃料に係る作業時において、条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 および D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																														
<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>	<p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>																															
<p>※2：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基および必要なダンパ、ダクトの構成をいう。</p>	<p>※2：2号炉の中央制御室非常用換気空調系のファン、フィルタならびに中央制御室バウンダリを構成する隔離弁およびダクト（外気の取入、排気のライン）は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（66-14-1）の運転上の制限も確認する。</p>																															
	<p>※3：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基および必要なダンパ、ダクトの構成をいう。</p>																															

変更前	変更後	理由																					
<p>(なし)</p>	<p>(地下水位低下設備)  <u>第57条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、地下水位低下設備は、表57-1に定める事項を運転上の制限とする。</u>  <u>2. 地下水位低下設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</u>  <u>(1) 計測制御課長および原子炉課長は、定事検停止時に、表57-2の各項目を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。</u>  <u>(2) 発電課長は、地下水位低下設備の電源系および制御系に異常がないこと、揚水ポンプの運転に伴い揚水井戸の水位が低下し、水位設定値内にあることを毎日1回確認する。</u>  <u>3. 発電課長は、地下水位低下設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表57-3の措置を講じる。</u></p> <p><u>表57-1</u></p> <table border="1" data-bbox="1016 475 1879 751"> <thead> <tr> <th colspan="2">項 目</th> <th>運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2"> <u>2号炉原子炉建屋 ・制御建屋エリア (No.1およびNo.2揚水井戸)</u> </td> <td>地下水位低下設備</td> <td><u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u></td> </tr> <tr> <td>水位</td> <td><u>水位高高警報設定値未満</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="2"> <u>3号炉海水熱交換器建屋エリア (No.3およびNo.4揚水井戸)</u> </td> <td>地下水位低下設備</td> <td><u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u></td> </tr> <tr> <td>水位</td> <td><u>水位高高警報設定値未満</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、1つの揚水井戸に対して揚水ポンプ1台、水位計3台ならびに必要な集水機能、支持・閉塞防止機能、排水機能、監視・制御機能および電源機能（非常用ディーゼル発電機を含む。）をいう。</p> <p><u>表57-2</u></p> <table border="1" data-bbox="1016 879 1879 1086"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>1. 計測制御課長は、水位計のチャンネル校正を実施する。</u></td> <td><u>定事検停止時</u></td> </tr> <tr> <td><u>2. 計測制御課長は、水位計設定値および模擬信号で動作することを確認する。</u></td> <td><u>定事検停止時</u></td> </tr> <tr> <td><u>3. 原子炉課長は、揚水ポンプの流量が375m<sup>3</sup>/h以上、揚程が52m以上であることを確認する。</u></td> <td><u>定事検停止時</u></td> </tr> </tbody> </table>	項 目		運 転 上 の 制 限	<u>2号炉原子炉建屋 ・制御建屋エリア (No.1およびNo.2揚水井戸)</u>	地下水位低下設備	<u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u>	水位	<u>水位高高警報設定値未満</u>	<u>3号炉海水熱交換器建屋エリア (No.3およびNo.4揚水井戸)</u>	地下水位低下設備	<u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u>	水位	<u>水位高高警報設定値未満</u>	項 目	頻 度	<u>1. 計測制御課長は、水位計のチャンネル校正を実施する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>2. 計測制御課長は、水位計設定値および模擬信号で動作することを確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>3. 原子炉課長は、揚水ポンプの流量が375m<sup>3</sup>/h以上、揚程が52m以上であることを確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目		運 転 上 の 制 限																					
<u>2号炉原子炉建屋 ・制御建屋エリア (No.1およびNo.2揚水井戸)</u>	地下水位低下設備	<u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u>																					
	水位	<u>水位高高警報設定値未満</u>																					
<u>3号炉海水熱交換器建屋エリア (No.3およびNo.4揚水井戸)</u>	地下水位低下設備	<u>2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること</u>																					
	水位	<u>水位高高警報設定値未満</u>																					
項 目	頻 度																						
<u>1. 計測制御課長は、水位計のチャンネル校正を実施する。</u>	<u>定事検停止時</u>																						
<u>2. 計測制御課長は、水位計設定値および模擬信号で動作することを確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>																						
<u>3. 原子炉課長は、揚水ポンプの流量が375m<sup>3</sup>/h以上、揚程が52m以上であることを確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>																						

変更前	変更後	理由																		
<p>(なし)</p>	<p>表57-3 1. 2号炉原子炉建屋・制御建屋エリア</p> <table border="1" data-bbox="1019 188 1890 1246"> <thead> <tr> <th data-bbox="1019 194 1294 237">条 件</th> <th data-bbox="1299 194 1771 237">要求される措置</th> <th data-bbox="1776 194 1881 237">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1019 240 1294 472"> <p>A. 地下水位低下設備1系列(水位計を除く。)が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1299 240 1771 472"> <p>A1. 他の1系列が動作可能であることを確認する。 および A2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および A3. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および A4. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1776 240 1881 472"> <p>速やかに 速やかに 1.9時間 1.0日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1019 475 1294 544"> <p>B. 水位計1台が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1299 475 1771 544"> <p>B1. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1776 475 1881 544"> <p>1.0日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1019 547 1294 727"> <p>C. 水位計2台が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1299 547 1771 727"> <p>C1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および C2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および C3. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1776 547 1881 727"> <p>速やかに 1.9時間 1.0日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1019 730 1294 962"> <p>D. 水位計3台が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1299 730 1771 962"> <p>D1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および D2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および D3. 水位計1台を動作可能な状態に復旧する。 および D4. 水位計3台を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1776 730 1881 962"> <p>速やかに 1.9時間 3日間 1.0日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1019 965 1294 1243"> <p>E. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合 または 揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合 または 条件A~Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1299 965 1771 1243"> <p>E1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および E2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および E3. 高温停止とする。 および E4. 冷温停止とする。</p> </td> <td data-bbox="1776 965 1881 1243"> <p>速やかに 1.9時間 2.4時間 3.6時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 地下水位低下設備1系列(水位計を除く。)が動作不能の場合</p>	<p>A1. 他の1系列が動作可能であることを確認する。 および A2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および A3. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および A4. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 速やかに 1.9時間 1.0日間</p>	<p>B. 水位計1台が動作不能の場合</p>	<p>B1. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>1.0日間</p>	<p>C. 水位計2台が動作不能の場合</p>	<p>C1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および C2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および C3. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 1.9時間 1.0日間</p>	<p>D. 水位計3台が動作不能の場合</p>	<p>D1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および D2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および D3. 水位計1台を動作可能な状態に復旧する。 および D4. 水位計3台を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 1.9時間 3日間 1.0日間</p>	<p>E. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合 または 揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合 または 条件A~Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>E1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および E2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および E3. 高温停止とする。 および E4. 冷温停止とする。</p>	<p>速やかに 1.9時間 2.4時間 3.6時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
条 件	要求される措置	完了時間																		
<p>A. 地下水位低下設備1系列(水位計を除く。)が動作不能の場合</p>	<p>A1. 他の1系列が動作可能であることを確認する。 および A2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および A3. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および A4. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 速やかに 1.9時間 1.0日間</p>																		
<p>B. 水位計1台が動作不能の場合</p>	<p>B1. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>1.0日間</p>																		
<p>C. 水位計2台が動作不能の場合</p>	<p>C1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および C2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および C3. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 1.9時間 1.0日間</p>																		
<p>D. 水位計3台が動作不能の場合</p>	<p>D1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および D2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および D3. 水位計1台を動作可能な状態に復旧する。 および D4. 水位計3台を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 1.9時間 3日間 1.0日間</p>																		
<p>E. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合 または 揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合 または 条件A~Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>E1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および E2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および E3. 高温停止とする。 および E4. 冷温停止とする。</p>	<p>速やかに 1.9時間 2.4時間 3.6時間</p>																		

変更前	変更後			理由
	<p>F. 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合 または揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合 または条件 A~D のいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>F1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および F2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および F3. 炉心変更を中止する。 および F4. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および F5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 および F6. 当該設備を復旧する。</p>	<p>速やかに 1.9時間 速やかに 速やかに 速やかに 1.0日間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p>(なし)</p>	<p>2. 3号炉海水熱交換器建屋エリア</p>			
	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>	
	<p>A. 地下水位低下設備1系列（水位計を除く。）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 他の1系列が動作可能であることを確認する。 および A2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および A3. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および A4. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 速やかに 2.6時間 1.0日間</p>	
	<p>B. 水位計1台が動作不能の場合</p>	<p>B1. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>1.0日間</p>	
	<p>C. 水位計2台が動作不能の場合</p>	<p>C1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および C2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および C3. 水位計を3台動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 2.6時間 1.0日間</p>	
	<p>D. 水位計3台が動作不能の場合</p>	<p>D1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および D2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。 および D3. 水位計1台を動作可能な状態に復旧する。 および D4. 水位計3台を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに 2.6時間 3日間 1.0日間</p>	
	<p>E. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において</p>	<p>E1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。 および</p>	<p>速やかに</p>	

変更前	変更後			理由
<p>(なし)</p>	<p><u>て、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合</u>  <u>または</u>  <u>揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合</u>  <u>または</u>  <u>条件A～Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u></p>	<p><u>E2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。</u>  <u>および</u>  <u>E3. 高温停止とする。</u>  <u>および</u>  <u>E4. 冷温停止とする。</u></p>	<p><u>2 6 時間</u>   <u>2 4 時間</u>   <u>3 6 時間</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p><u>F. 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、地下水位低下設備2系列が動作不能の場合</u>  <u>または</u>  <u>揚水井戸の水位が運転上の制限を満足しない場合</u>  <u>または</u>  <u>条件A～Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u></p>	<p><u>F1. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を開始する。</u>  <u>および</u>  <u>F2. 可搬ポンプユニットによる水位低下措置を完了する。</u>  <u>および</u>  <u>F3. 炉心変更を中止する。</u>  <u>および</u>  <u>F4. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</u>  <u>および</u>  <u>F5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u>  <u>および</u>  <u>F6. 当該設備を復旧する。</u></p>	<p><u>速やかに</u>   <u>2 6 時間</u>   <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>1 0 日間</u></p>	

変更前	変更後	理由													
<p>(なし)</p>	<p>(外部電源その1 (2号炉))</p> <p>第58条 2号炉について、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、外部電源<sup>※1</sup>は、表58-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 2号炉について、外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換において、1週間に1回、所要の非常用交流高压電源母線に電力供給可能な外部電源3回線<sup>※2</sup>以上の電圧が確立していること、および1回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。</p> <p>変圧器1次側において1相開放を検知した場合、故障箇所の隔離または非常用交流高压電源母線を健全な電源から受電できるよう切替えを実施する。</p> <p>3. 2号炉について、発電課長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表58-2の措置を講じる。</p> <p>表58-1</p> <table border="1" data-bbox="1016 550 1883 657"> <thead> <tr> <th data-bbox="1016 550 1216 577">項 目</th> <th data-bbox="1220 550 1883 577">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1016 580 1216 657">外部電源</td> <td data-bbox="1220 580 1883 657">(1) 3回線<sup>※2</sup>が動作可能であること (2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること<sup>※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統からの電力を第64条および第65条で要求される非常用交流高压電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：外部電源の回線数は、当該原子炉に対する個々の非常用交流高压電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数とする。</p> <p>※3：独立性を有するとは、「送電線の upstream において1つの変電所または開閉所のみに関連しないこと」をいう。</p> <p>表58-2</p> <table border="1" data-bbox="1016 865 1883 1230"> <thead> <tr> <th data-bbox="1016 865 1386 892">条 件</th> <th data-bbox="1391 865 1744 892">要求される措置</th> <th data-bbox="1749 865 1883 892">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1016 895 1386 1074">A. すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</td> <td data-bbox="1391 895 1744 1074">A1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および A2. 動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1749 895 1883 1074">速やかにその後、 毎日1回  30日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1016 1077 1386 1230">B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</td> <td data-bbox="1391 1077 1744 1230">B1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および B2. 外部電源を3回線動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1749 1077 1883 1230">速やかにその後、 毎日1回  30日間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運 転 上 の 制 限	外部電源	(1) 3回線 <sup>※2</sup> が動作可能であること (2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること <sup>※3</sup>	条 件	要求される措置	完了時間	A. すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合	A1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および A2. 動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。	速やかにその後、 毎日1回  30日間	B. 動作可能な外部電源が2回線である場合	B1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および B2. 外部電源を3回線動作可能な状態に復旧する。	速やかにその後、 毎日1回  30日間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限														
外部電源	(1) 3回線 <sup>※2</sup> が動作可能であること (2) (1)の外部電源のうち、1回線以上は他の回線に対して独立性を有していること <sup>※3</sup>														
条 件	要求される措置	完了時間													
A. すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合	A1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および A2. 動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対して独立性を有している状態に復旧する。	速やかにその後、 毎日1回  30日間													
B. 動作可能な外部電源が2回線である場合	B1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および B2. 外部電源を3回線動作可能な状態に復旧する。	速やかにその後、 毎日1回  30日間													

変更前	変更後			理由
<p>(なし)</p>	<p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合 および すべての外部電源が他の回線に対して独立性を有していない場合</p>	<p>C1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および C2. 動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回  20日間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
	<p>D. 動作可能な外部電源が1回線である場合</p>	<p>D1. 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。  および D2. 外部電源を少なくとも2回線動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回  10日間</p>	
<p>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。） および 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）</p>	<p>E1. 外部電源を少なくとも2回線動作可能な状態に復旧する。 または E2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>12時間  12時間</p>		
<p>F. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1回線のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合</p>	<p>F1.1. 外部電源を少なくとも2回線動作可能な状態に復旧する。 または F1.2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および F2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および F3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>※4</sup></p>	<p>10日間  10日間  速やかに  速やかに</p>		
<p>G. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1回線もない場合</p>	<p>G1. 外部電源を少なくとも2回線動作可能な状態に復旧する。 および G2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および G3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>※4</sup></p>	<p>10日間  速やかに  速やかに</p>		
<p>H. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、すべての外部電源が動作不能である場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。） または 原子炉の状態が運転、起動および高温</p>	<p>H1. 外部電源を少なくとも1回線動作可能な状態に復旧する。 および H2. 高温停止とする。 および H3. 低温停止とする。</p>	<p>24時間  24時間  36時間</p>		

変更前	変更後		理由
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>停止において、条件A,B,C,D,E,FまたはGの措置を完了時間内に達成できない場合</u></p>		<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p>I. <u>原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、すべての外部電源が動作不能である場合（高圧炉心スプレィ系母線を除く。）</u>                      または  <u>原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、条件A,B,C,D,E,FまたはGの措置を完了時間内に達成できない場合</u></p>	<p>I1. <u>外部電源を少なくとも1回線動作可能な状態に復旧する。</u>                      および                      I2. <u>炉心変更を中止する。</u>                      および                      I3. <u>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</u>                      および                      I4. <u>有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u></p>	
<p>※4：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に実施する。</p>			



変更前	変更後	理由																														
<p>(外部電源その1)  <b>第59条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源<sup>*1</sup>は表59-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表59-2</b>の措置を講じる。</p>	<p>(外部電源その2 (3号炉))  <b>第58条の2 3号炉について</b>、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源<sup>*1</sup>は<b>表58の2-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. <b>3号炉について</b>、外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. <b>3号炉について</b>、発電課長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表58の2-2</b>の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p>																														
<p><b>表59-1</b></p> <table border="1" data-bbox="129 448 981 512"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>2系列<sup>*2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること	<p><b>表58の2-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 448 1877 512"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>2系列<sup>*2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること																							
項目	運転上の制限																															
外部電源	2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること																															
項目	運転上の制限																															
外部電源	2系列 <sup>*2</sup> が動作可能であること																															
<p>※1：外部電源とは、電力系統または主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)からの電力を<b>第66条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>	<p>※1：外部電源とは、電力系統または主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)からの電力を<b>第64条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>																															
<p><b>表59-2</b></p> <table border="1" data-bbox="129 699 981 1477"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合</td> <td>A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)</td> <td>B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間 12時間</td> </tr> <tr> <td>C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合</td> <td>C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>*3</sup></td> <td>10日間 10日間 速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合</td> <td>D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および</td> <td>10日間 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間	C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>*3</sup>	10日間 10日間 速やかに 速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および	10日間 速やかに	<p><b>表58の2-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 699 1877 1477"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合</td> <td>A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)</td> <td>B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>12時間 12時間</td> </tr> <tr> <td>C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合</td> <td>C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>*3</sup></td> <td>10日間 10日間 速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合</td> <td>D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および</td> <td>10日間 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間	C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>*3</sup>	10日間 10日間 速やかに 速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および	10日間 速やかに	
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間																														
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間																														
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>*3</sup>	10日間 10日間 速やかに 速やかに																														
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および	10日間 速やかに																														
条件	要求される措置	完了時間																														
A. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合	A1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	10日間																														
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く)および非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12時間 12時間																														
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 または C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および C2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および C3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>*3</sup>	10日間 10日間 速やかに 速やかに																														
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が1系列もない場合	D1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)の窒素ガス供給圧力が表39-2に定める値であることを確認する。 および	10日間 速やかに																														

変更前			変更後			理由
	D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※3</sup>	速やかに		D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※3</sup>	速やかに	
E. 動作可能である外部電源が1系列もない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） または 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	2 4 時間  3 6 時間	E. 動作可能である外部電源が1系列もない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） または 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	2 4 時間  3 6 時間	記載の適正化
※3：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に実施する。			※3：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に実施する。			

変更前	変更後	理由																																
<p>(外部電源その2)</p> <p><b>第60条</b> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、外部電源<sup>※1</sup>は<b>表60-1</b>に定める運転上の制限を満足するものとする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表60-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表60-1</b></p> <table border="1" data-bbox="129 448 990 515"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>1系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表60-2</b></p> <table border="1" data-bbox="129 564 990 858"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉<b>压力容器</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統または主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)からの電力を<b>第67条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>	項目	運転上の制限	外部電源	1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに	A3 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>(外部電源その3 (3号炉))</p> <p>第58条の3 <b>3号炉について</b>、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、外部電源<sup>※1</sup>は<b>表58の3-1</b>に定める運転上の制限を満足するものとする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. <b>3号炉について</b>、外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. <b>3号炉について</b>、発電課長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表58の3-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表58の3-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 448 1886 515"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源</td> <td>1系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表58の3-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 564 1886 858"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉<b>冷却材圧力</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統または主発電機(当該原子炉の主発電機を除く)からの電力を<b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>	項目	運転上の制限	外部電源	1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																	
外部電源	1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																
	A3 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉 <b>压力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																
項目	運転上の制限																																	
外部電源	1系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																	
条件	要求される措置	完了時間																																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																
	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉压力容器に接続している配管について原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																

変更前	変更後	理由																								
<p>(非常用ディーゼル発電機その1)  <b>第61条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ディーゼル発電機<sup>*1</sup>は<b>表61-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<b>表61-2</b>に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表61-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表61-1</b></p> <table border="1" data-bbox="129 475 981 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。</p>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること	<p>(非常用ディーゼル発電機その1)  <b>第59条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ディーゼル発電機<sup>*1</sup><b>※2</b><sup>※3</sup>は<b>表59-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、<b>表59-2</b>に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表59-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表59-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1877 539"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。  <b>※2：2号炉の非常用ディーゼル発電機およびデイトンクは、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</b>  <b>※3：2号炉の非常用ディーゼル発電機が動作不能時は、第57条の運転上の制限も確認する。</b></p>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化</p>																
項目	運転上の制限																									
非常用ディーゼル発電機	3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること																									
項目	運転上の制限																									
非常用ディーゼル発電機	3台の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること																									
<p><b>表61-2</b></p> <table border="1" data-bbox="129 722 981 914"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p><b>表59-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 722 1877 914"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回													
項目	頻度																									
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																									
項目	頻度																									
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを確認する。	1ヶ月に1回																									
2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																									
<p><b>表61-3</b></p> <table border="1" data-bbox="129 967 981 1469"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く） および</td> <td>C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に</td> <td>12時間  12時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※2</sup>	10日間  速やかに  速やかに	B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間	C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く） および	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に	12時間  12時間	<p><b>表59-3</b></p> <table border="1" data-bbox="1025 967 1877 1469"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。<sup>※1</sup></td> <td>10日間  速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。） および</td> <td>C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に</td> <td>12時間  12時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※1</sup>	10日間  速やかに  速やかに	B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間	C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。） および	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に	12時間  12時間	
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※2</sup>	10日間  速やかに  速やかに																								
B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間																								
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く） および	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に	12時間  12時間																								
条件	要求される措置	完了時間																								
A. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合	A1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残り2台の非常用ディーゼル発電機について動作可能であることを確認する。 および A3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 <sup>※1</sup>	10日間  速やかに  速やかに																								
B. 条件A（A1.の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30日間																								
C. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く。） および	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 外部電源を2系列動作可能な状態に	12時間  12時間																								

変更前			変更後			理由	
外部電源※ <u>3</u> が1系列※ <u>4</u> しか動作可能でない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	復旧する。		外部電源※ <u>5</u> が1系列※ <u>6</u> しか動作可能でない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く <sub>。〃</sub> ）	復旧する。		記載の適正化	
D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 および 高圧炉心スプレイ系母線に対し外部電源※ <u>3</u> が1系列※ <u>4</u> しか動作可能でない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表3-9-2に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 ※ <u>2</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 および 高圧炉心スプレイ系母線に対し外部電源※ <u>5</u> が1系列※ <u>6</u> しか動作可能でない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 または D1. 2. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。 および D2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表3-9-2に定める値であることを確認する。 および D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 ※ <u>1</u>	10日間  10日間  速やかに  速やかに		
E. 条件A（A1.の措置を除く）、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間	E. 条件A（A1.の措置を除く <sub>。〃</sub> ）、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 非常用ディーゼル発電機2台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間  36時間		
<p>※<u>2</u>：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に実施する。</p> <p>※<u>3</u>：外部電源とは、電力系統または主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）からの電力を第6.6条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※<u>4</u>：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>			<p>※<u>4</u>：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に実施する。</p> <p>※<u>5</u>：外部電源とは、電力系統または主発電機（当該原子炉の主発電機を除く<sub>。〃</sub>）からの電力を第6.4条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。</p> <p>※<u>6</u>：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機（当該原子炉の主発電機を除く<sub>。〃</sub>）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。</p>				

変更前	変更後	理由																																												
<p>(非常用ディーゼル発電機その2)  <b>第62条</b> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>*1</sup>は<b>表62-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<b>第67条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について<b>表62-2</b>に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表62-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表62-1</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 85%;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td><b>第67条</b>で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>*2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表62-2</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">項 目</th> <th style="width: 30%;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表62-3</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">条 件</th> <th style="width: 55%;">要求される措置</th> <th style="width: 30%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉<b>圧力容器</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。                      ※2：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機および必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。</p>	項 目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	<b>第67条</b> で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>*2</sup> が動作可能であること	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉 <b>圧力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>(非常用ディーゼル発電機その2)  <b>第60条</b> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>*1</sup><b>※2</b><sup>*3</sup>は<b>表60-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について<b>表60-2</b>に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表60-3</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表60-1</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 85%;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td><b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>*4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表60-2</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">項 目</th> <th style="width: 30%;">頻 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表60-3</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">条 件</th> <th style="width: 55%;">要求される措置</th> <th style="width: 30%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉<b>冷却材圧力</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。                      ※2：2号炉の非常用ディーゼル発電機およびデイトンクは、<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</b>                      ※3：2号炉の非常用ディーゼル発電機が動作不能時は、<b>第57条の運転上の制限も確認する。</b>                      ※4：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機および必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。</p>	項 目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>*4</sup> が動作可能であること	項 目	頻 度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	条 件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                      (新規制基準の施行に伴う変更)                      記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																													
非常用ディーゼル発電機	<b>第67条</b> で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>*2</sup> が動作可能であること																																													
項 目	頻 度																																													
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																													
2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																													
条 件	要求される措置	完了時間																																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに																																												
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																												
	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																												
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉 <b>圧力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																												
項 目	運転上の制限																																													
非常用ディーゼル発電機	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>*4</sup> が動作可能であること																																													
項 目	頻 度																																													
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,555V以上7,245V以下および周波数が49Hz以上51Hz以下であることならびに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																													
2. A系およびB系のデイトンクレベルが2,810mm以上であることおよび高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが2,040mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																													
条 件	要求される措置	完了時間																																												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに																																												
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																												
	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																												
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉 <b>冷却材圧力</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																												

変更前	変更後	理由
<p>(非常用ディーゼル発電機燃料油等) <u>第63条</u></p> <p>ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気は、<u>表63-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup>が運転中および運転終了後2日間を除く。</p> <p>2. ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                  (1) 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気が、<u>第61条</u>および<u>第62条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを<u>表63-2</u>で1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油または起動用空気が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表63-3</u>の措置を講じる。</p> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。</p>	<p>(非常用ディーゼル発電機燃料油等) <u>第61条</u></p> <p><u>[2号炉]</u>                  ディーゼル燃料油<sup>※1</sup>、潤滑油、起動用空気および燃料移送ポンプ<sup>※2</sup>は、<u>表61-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気および燃料移送ポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。                  (1) 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気が、<u>第59条</u>および<u>第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機<sup>※3</sup>に対し必要量確保されていることを<u>表61-2</u>で1ヶ月に1回確認する。                  (2) 発電課長は、<u>第59条</u>および<u>第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイトンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油、起動用空気または燃料移送ポンプが第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表61-3</u>の措置を講じる。</p> <p><u>[3号炉]</u>                  ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気は、<u>表61-1</u>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用ディーゼル発電機<sup>※3</sup>が運転中および運転終了後2日間を除く。</p> <p>2. ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                  (1) 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油および起動用空気が、<u>第59条</u>および<u>第60条</u>で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを<u>表61-2</u>で1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 発電課長は、ディーゼル燃料油、潤滑油または起動用空気が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表61-3</u>の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の軽油タンクは、重大事故等対処設備を兼ねる。軽油タンクレベルが必要量確保されていない場合は、<u>第66条（66-12-7）</u>の運転上の制限も確認する。                  ※2：2号炉の燃料移送ポンプは、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。                  ※3：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                  （新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

理由

表63-1

項目	運転上の制限
ディーゼル燃料油、潤滑油 および起動用空気	第61条および第62条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

表61-1

1. 2号炉

項目	運転上の制限
ディーゼル燃料油、潤滑油 および起動用空気	第59条および第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間を除く
燃料移送ポンプ	第59条および第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機のデイタンクにディーゼル燃料油を補給するための燃料移送ポンプが動作可能であること※4

2. 3号炉

項目	運転上の制限
ディーゼル燃料油、潤滑油 および起動用空気	第59条および第60条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

※4：必要な弁および配管を含む。

表63-2

項目	判定値	
2号炉	軽油タンクレベル※2	4,610mm 以上
	潤滑油サンプタンクレベル※3	500mm 以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 においては390mm 以上)
	起動用空気圧縮貯槽圧力 (自動用) ※3	1.96MPa[gage]以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機においては2.26MPa[gage]以上)
3号炉	軽油タンクレベル※2	4,610mm 以上
	潤滑油サンプタンクレベル※3	420mm 以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 においては390mm 以上)
	起動用空気圧縮貯槽圧力 (自動用) ※3	2.0MPa[gage]以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機においては2.3MPa[gage]以上)

表61-2

項目	判定値	
2号炉	非常用ディーゼル発電設備軽油 タンクレベル※5	2,570mm 以上
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電設備軽油タンクレベル	2,290mm 以上
	潤滑油サンプタンクレベル※6	500mm 以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 においては390mm 以上)
	起動用空気圧縮貯槽圧力 (自動用) ※6	1.96MPa[gage]以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機においては2.26MPa[gage]以上)
3号炉	軽油タンクレベル※5	4,610mm 以上
	潤滑油サンプタンクレベル※6	420mm 以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 においては390mm 以上)
	起動用空気圧縮貯槽圧力 (自動用) ※6	2.0MPa[gage]以上 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発 電機においては2.3MPa[gage]以上)

※2：軽油タンクレベルとは、A系およびB系の非常用ディーゼル発電機の各々の軽油タンクレベルをいう。

※3：潤滑油サンプタンクレベルおよび起動用空気圧縮貯槽圧力（自動用）とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機の各々の潤滑油サンプタンクレベル※4および起動用空気圧縮貯槽圧力（自動用）をいう。

※4：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機においてはオイルパン油面とする。

※5：軽油タンクレベルとは、A系およびB系の非常用ディーゼル発電機の各々の軽油タンクレベルをいう。

※6：潤滑油サンプタンクレベルおよび起動用空気圧縮貯槽圧力（自動用）とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機の各々の潤滑油サンプタンクレベル※7および起動用空気圧縮貯槽圧力（自動用）をいう。

※7：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機においてはオイルパン油面とする。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

記載の適正化



変更前

変更後

理由

表63-3

表61-3

1. 2号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上に対する軽油タンクレベルが表61-2を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の燃料移送ポンプが動作不能の場合	B1. 動作可能な状態に復旧する。	2日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油サンブタンクレベルが表61-2を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	2日間
D. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が表61-2を満足しない場合	D1. 制限値以内に復旧する。	2日間
E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

2. 3号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上に対する軽油タンクレベルが表61-2を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油サンブレベルが表61-2を満足しない場合	B1. 制限値以内に復旧する。	2日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が表61-2を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	2日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

記載の適正化

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上に対する軽油タンクレベルが表63-2を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油サンブレベルが表63-2を満足しない場合	B1. 制限値以内に復旧する。	2日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が表63-2を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	2日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件BまたはCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

変更前	変更後	理由																																																				
<p>(直流電源その1)  <b>第64条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流電源<sup>*1</sup>は<b>表64-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時において、直流電源（蓄電池および充電器<sup>*2</sup>）の機能を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、3系列の蓄電池および充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が<b>126V以上</b>であることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表64-2</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：直流電源とは、<b>A系</b>、<b>B系</b>および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>※2：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><b>表64-1</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">直流電源</td> <td style="text-align: center;">3系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表64-2</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止とする。</td> <td style="text-align: center;">24時間</td> </tr> <tr> <td>C2. 冷温停止とする。</td> <td style="text-align: center;">36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列が動作可能であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。	24時間	C2. 冷温停止とする。	36時間	<p>(直流電源その1)  <b>第62条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流電源<sup>*1</sup><sup>*2</sup>は<b>表62-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次の各号を実施する。                      (1) 電気課長は、定事検停止時において、直流電源（蓄電池および充電器<sup>*3</sup>）の機能を確認し、その結果を発電管理課長に通知する。                      (2) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、3系列の蓄電池および充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が<b>表62-2で定める値</b>であることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表62-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：直流電源とは、<b>A系</b>、<b>B系</b>および高圧炉心スプレイ系をいう。                      ※2：2号炉の直流電源A系およびB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、<b>第66条（66-12-3）</b>の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系直流電源は、<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b>を兼ねる。                      ※3：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><b>表62-1</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">直流電源</td> <td style="text-align: center;">3系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表62-2</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">2号炉</td> <td style="text-align: center;"><b>A系</b></td> <td style="text-align: center;"><b>128V</b></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><b>B系</b></td> <td style="text-align: center;"><b>128V</b></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">高圧炉心スプレイ系</td> <td style="text-align: center;"><b>126V</b></td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">3号炉</td> <td style="text-align: center;"><b>A系</b></td> <td style="text-align: center;"><b>126V</b></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><b>B系</b></td> <td style="text-align: center;"><b>126V</b></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">高圧炉心スプレイ系</td> <td style="text-align: center;"><b>126V</b></td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表62-3</b></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">10日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td style="text-align: center;">速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止とする。</td> <td style="text-align: center;">24時間</td> </tr> <tr> <td>C2. 冷温停止とする。</td> <td style="text-align: center;">36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列が動作可能であること	項目	浮動充電時の蓄電池電圧	2号炉	<b>A系</b>	<b>128V</b>	<b>B系</b>	<b>128V</b>	高圧炉心スプレイ系	<b>126V</b>	3号炉	<b>A系</b>	<b>126V</b>	<b>B系</b>	<b>126V</b>	高圧炉心スプレイ系	<b>126V</b>	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに	B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。	24時間	C2. 冷温停止とする。	36時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																																					
直流電源	3系列が動作可能であること																																																					
条件	要求される措置	完了時間																																																				
A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																																																				
B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																				
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。	24時間																																																				
	C2. 冷温停止とする。	36時間																																																				
項目	運転上の制限																																																					
直流電源	3系列が動作可能であること																																																					
項目	浮動充電時の蓄電池電圧																																																					
2号炉	<b>A系</b>	<b>128V</b>																																																				
	<b>B系</b>	<b>128V</b>																																																				
	高圧炉心スプレイ系	<b>126V</b>																																																				
3号炉	<b>A系</b>	<b>126V</b>																																																				
	<b>B系</b>	<b>126V</b>																																																				
	高圧炉心スプレイ系	<b>126V</b>																																																				
条件	要求される措置	完了時間																																																				
A. 直流電源1系列の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの蓄電池および充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに																																																				
B. 直流電源1系列の蓄電池および充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																				
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。	24時間																																																				
	C2. 冷温停止とする。	36時間																																																				

変更前	変更後	理由																									
<p>(直流電源その2)  <b>第65条</b> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、直流電源<sup>*1</sup>は<b>表65-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<b>第67条</b>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池および充電器<sup>*2</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧が <b>126V 以上</b>であることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表65-2</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：直流電源とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>※2：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p>	<p>(直流電源その2)  <b>第63条</b> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、直流電源<sup>*1</sup><sup>※2</sup>は<b>表63-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。                      2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<b>第65条</b>で要求される直流電源母線に接続する蓄電池および充電器<sup>*3</sup>について、浮動充電時の蓄電池電圧が<b>表63-2</b>で定める値であることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表63-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：直流電源とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。                      ※2：2号炉の直流電源A系およびB系は、<b>重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-12-3)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系直流電源は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</b>                      ※3：充電器とは、充電器または予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>																									
<p><b>表65-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><b>第67条</b>で要求される直流電源が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	<b>第67条</b> で要求される直流電源が動作可能であること	<p><b>表63-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><b>第65条</b>で要求される直流電源が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	<b>第65条</b> で要求される直流電源が動作可能であること																		
項目	運転上の制限																										
直流電源	<b>第67条</b> で要求される直流電源が動作可能であること																										
項目	運転上の制限																										
直流電源	<b>第65条</b> で要求される直流電源が動作可能であること																										
<p><b>表65-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      および                      A2. 炉心変更を中止する。                      および                      A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。                      および                      A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉<b>圧力容器</b>バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに      速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>圧力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに	<p><b>表63-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> <tr> <th>A系</th> <th>B系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">2号炉</td> <td>A系</td> <td>128V</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>128V</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>126V</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3号炉</td> <td>A系</td> <td>126V</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>126V</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>126V</td> </tr> </tbody> </table>	項目	浮動充電時の蓄電池電圧		A系	B系	2号炉	A系	128V	B系	128V	高圧炉心スプレイ系	126V	3号炉	A系	126V	B系	126V	高圧炉心スプレイ系	126V	
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>圧力容器</b> バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに																									
項目	浮動充電時の蓄電池電圧																										
	A系	B系																									
2号炉	A系	128V																									
	B系	128V																									
	高圧炉心スプレイ系	126V																									
3号炉	A系	126V																									
	B系	126V																									
	高圧炉心スプレイ系	126V																									
<p><b>表65-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      および                      A2. 炉心変更を中止する。                      および                      A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。                      および                      A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉<b>冷却材</b>圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに      速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材</b> 圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに	<p><b>表63-3</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。                      および                      A2. 炉心変更を中止する。                      および                      A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。                      および                      A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉<b>冷却材</b>圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに      速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材</b> 圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに														
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材</b> 圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに																									
条件	要求される措置	完了時間																									
A. 要求される直流電源の蓄電池または充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池または充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 炉心変更を中止する。 および A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉 <b>冷却材</b> 圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに      速やかに																									

変更前	変更後	理由																																										
<p>(所内電源系統その1)  <b>第66条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、所内電源系統は<b>表66-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。                      2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表66-2</b>の措置を講じる。</p>	<p>(所内電源系統その1)  <b>第64条</b> 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、所内電源系統は<b>表64-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。                      2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表64-2</b>の措置を講じる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）                      記載の適正化</p>																																										
<p><b>表66-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限（受電されている系統数）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線 3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2)直流電源母線 3系統<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3)無停電交流電源母線 2系統<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限（受電されている系統数）	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 3系統 <sup>※1</sup>		(2)直流電源母線 3系統 <sup>※1</sup>		(3)無停電交流電源母線 2系統 <sup>※2</sup>	<p><b>表64-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限（受電されている系統数）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>所内電源系統</td> <td>(1)非常用交流高圧電源母線<sup>※1</sup> 3系統<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2)直流電源母線<sup>※2</sup> 3系統<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>(3)無停電交流電源母線 2系統<sup>※4</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限（受電されている系統数）	所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup> 3系統 <sup>※3</sup>		(2)直流電源母線 <sup>※2</sup> 3系統 <sup>※3</sup>		(3)無停電交流電源母線 2系統 <sup>※4</sup>																											
項目	運転上の制限（受電されている系統数）																																											
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 3系統 <sup>※1</sup>																																											
	(2)直流電源母線 3系統 <sup>※1</sup>																																											
	(3)無停電交流電源母線 2系統 <sup>※2</sup>																																											
項目	運転上の制限（受電されている系統数）																																											
所内電源系統	(1)非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup> 3系統 <sup>※3</sup>																																											
	(2)直流電源母線 <sup>※2</sup> 3系統 <sup>※3</sup>																																											
	(3)無停電交流電源母線 2系統 <sup>※4</sup>																																											
<p>※1：3系統とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。                      ※2：2系統とは、A系およびB系をいう。</p>	<p>※1：2号炉の非常用交流高圧電源母線A系およびB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-12-6)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系非常用交流高圧電源母線は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。                      ※2：2号炉の直流電源母線A系およびB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(66-12-3)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系直流電源母線は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。                      ※3：3系統とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。                      ※4：2系統とは、A系およびB系をいう。</p>																																											
<p><b>表66-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）</td> <td>A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合</td> <td>B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）</td> <td>C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合</td> <td>D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合</td> <td>F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合	B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに	E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	<p><b>表64-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）</td> <td>A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td>B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合</td> <td>B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）</td> <td>C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。</td> <td>2時間</td> </tr> <tr> <td>D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合</td> <td>D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td>F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合</td> <td>F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間	B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合	B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間	D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに	E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。	24時間 36時間	
条件	要求される措置	完了時間																																										
A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間																																										
B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合	B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																										
C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																										
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに																																										
E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間 36時間																																										
F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。	24時間 36時間																																										
条件	要求される措置	完了時間																																										
A. 非常用交流高圧電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8時間																																										
B. 無停電交流電源母線の1系統が電源喪失の場合	B1. 無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																										
C. 直流電源母線の1系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2時間																																										
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線または高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに																																										
E. 条件A、B、CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 および E2. 冷温停止とする。	24時間 36時間																																										
F. 非常用交流高圧電源母線、無停電交流電源母線または直流電源母線の2系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。 および F2. 冷温停止とする。	24時間 36時間																																										

変更前	変更後	理由																																				
<p>(所内電源系統その2)  <a href="#">第67条</a> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、所内電源系統は<a href="#">表67-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。                      2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および無停電交流電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、<a href="#">表67-2</a>の措置を講じる。</p> <p>表67-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">所内電源系統</td> <td>第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および無停電交流電源母線が受電されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="#">表67-2</a></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合</td> <td>A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	所内電源系統	第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および無停電交流電源母線が受電されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。 および	速やかに	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および	速やかに	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および	速やかに	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>(所内電源系統その2)  <a href="#">第65条</a> 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、所内電源系統は<a href="#">表65-1</a>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。                      2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および無停電交流電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。                      3. 発電課長は、所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、<a href="#">表65-2</a>の措置を講じる。</p> <p>表65-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">所内電源系統</td> <td>第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線<sup>※1</sup>、直流電源母線<sup>※2</sup>および無停電交流電源母線が受電されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="#">表65-2</a></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">条件</th> <th style="text-align: center;">要求される措置</th> <th style="text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合</td> <td>A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 炉心変更を中止する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="#">※1</a>：2号炉の非常用交流高圧電源母線A系およびB系は、<a href="#">重大事故等対処設備</a>を兼ねる。動作不能時は、<a href="#">第66条（66-12-6）</a>の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系非常用交流高圧電源母線は、<a href="#">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</a>を兼ねる。  <a href="#">※2</a>：2号炉の直流電源母線A系およびB系は、<a href="#">重大事故等対処設備</a>を兼ねる。動作不能時は、<a href="#">第66条（66-12-3）</a>の運転上の制限も確認する。また、2号炉の高圧炉心スプレイ系直流電源母線は、<a href="#">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</a>を兼ねる。</p>	項目	運転上の制限	所内電源系統	第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup> 、直流電源母線 <sup>※2</sup> および無停電交流電源母線が受電されていること	条件	要求される措置	完了時間	A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに	A2. 炉心変更を中止する。 および	速やかに	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および	速やかに	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および	速やかに	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																					
所内電源系統	第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、直流電源母線および無停電交流電源母線が受電されていること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに																																				
	A2. 炉心変更を中止する。 および	速やかに																																				
	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および	速やかに																																				
	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および	速やかに																																				
	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																				
項目	運転上の制限																																					
所内電源系統	第27条、第35条、第36条および第40条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線 <sup>※1</sup> 、直流電源母線 <sup>※2</sup> および無停電交流電源母線が受電されていること																																					
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 要求される非常用交流高圧電源母線 または 無停電交流電源母線 または 直流電源母線の電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および	速やかに																																				
	A2. 炉心変更を中止する。 および	速やかに																																				
	A3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。 および	速やかに																																				
	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。 および	速やかに																																				
	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																				

変更前	変更後	理由
<p>(なし)</p>	<p>(重大事故等対処設備 (2号炉) )</p> <p><u>第6.6条 2号炉について、原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備※1は、表6.6-1から表6.6-1.9で定める事項を運転上の制限とする。</u></p> <p>(1) <u>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</u>                  (2) <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>                  (3) <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</u>                  (4) <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>                  (5) <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u>                      <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>                      <u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</u>                  (6) <u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>                  (7) <u>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u>                  (8) <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u>                  (9) <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備</u>                  (10) <u>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</u>                  (11) <u>重大事故等の収束に必要な水の供給設備</u>                  (12) <u>電源設備</u>                  (13) <u>計装設備</u>                  (14) <u>運転員が中央制御室にとどまるための設備</u>                  (15) <u>監視測定設備</u>                  (16) <u>緊急時対策所</u>                  (17) <u>通信連絡を行うために必要な設備</u>                  (18) <u>アクセスルートの確保</u>                  (19) <u>大容量送水ポンプ</u></p> <p><u>2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</u></p> <p>(1) <u>各課長は、原子炉の状態に応じて表6.6-1から表6.6-1.9の確認事項を実施し、その結果を発電管理課長または防災課長に通知する。</u></p> <p><u>3. 発電課長または防災課長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表6.6-1から表6.6-1.9の要求される措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由														
<p>(なし)</p>	<p>表6-6-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>6-6-1-1 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="987 288 1879 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="987 288 1301 327">項目</th> <th data-bbox="1301 288 1879 327">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="987 327 1301 395">ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</td> <td data-bbox="1301 327 1879 395">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること ※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="987 427 1879 644"> <thead> <tr> <th data-bbox="987 427 1184 488">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1184 427 1536 488">要素</th> <th data-bbox="1536 427 1879 488">動作可能であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="987 488 1184 539" rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1184 488 1536 539">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="1536 488 1879 539">4チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1184 539 1536 590">原子炉水位異常低（L2）</td> <td data-bbox="1536 539 1879 590">4チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1184 590 1536 644">手動</td> <td data-bbox="1536 590 1879 644">2チャンネル※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A系およびB系の代替制御棒挿入用電磁弁が動作可能であることを含む。</p> <p>※2：本表における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p> <p>※3：A系およびB系それぞれ1チャンネルの計2チャンネルをいう。</p>	項目	運転上の制限	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること ※1※2	適用される 原子炉の状態	要素	動作可能であるべき チャンネル数	運 転 起 動	原子炉圧力高	4チャンネル	原子炉水位異常低（L2）	4チャンネル	手動	2チャンネル※3	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限															
ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること ※1※2															
適用される 原子炉の状態	要素	動作可能であるべき チャンネル数														
運 転 起 動	原子炉圧力高	4チャンネル														
	原子炉水位異常低（L2）	4チャンネル														
	手動	2チャンネル※3														

変更前	変更後				理由																																									
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="976 167 1890 842"> <thead> <tr> <th data-bbox="976 167 1151 204">要素</th> <th data-bbox="1151 167 1308 204">設定値</th> <th data-bbox="1308 167 1608 204">項目</th> <th data-bbox="1608 167 1729 204">頻度</th> <th data-bbox="1729 167 1890 204">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="976 204 1151 268">1. 代替制御棒挿入機能</td> <td data-bbox="1151 204 1308 268">二</td> <td data-bbox="1308 204 1608 268">機能を確認する*4。</td> <td data-bbox="1608 204 1729 268">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 204 1890 268">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="976 268 1151 504" rowspan="2">2. 原子炉圧力高</td> <td data-bbox="1151 268 1308 504" rowspan="2">7.35MPa[gage] 以下</td> <td data-bbox="1308 268 1608 363">原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。</td> <td data-bbox="1608 268 1729 363">1ヶ月に 1回</td> <td data-bbox="1729 268 1890 363">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1308 363 1608 427">チャンネル校正を実施する*6。</td> <td data-bbox="1608 363 1729 427">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 363 1890 427">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="976 427 1151 504"></td> <td data-bbox="1151 427 1308 504"></td> <td data-bbox="1308 427 1608 504">論理回路機能を確認する*7。</td> <td data-bbox="1608 427 1729 504">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 427 1890 504">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="976 504 1151 759" rowspan="2">3. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td data-bbox="1151 504 1308 759" rowspan="2">1,216 cm 以上 (圧力容器零レベルより)</td> <td data-bbox="1308 504 1608 600">原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。</td> <td data-bbox="1608 504 1729 600">1ヶ月に 1回</td> <td data-bbox="1729 504 1890 600">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1308 600 1608 679">チャンネル校正を実施する*6。</td> <td data-bbox="1608 600 1729 679">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 600 1890 679">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="976 679 1151 759"></td> <td data-bbox="1151 679 1308 759"></td> <td data-bbox="1308 679 1608 759">論理回路機能を確認する*7。</td> <td data-bbox="1608 679 1729 759">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 679 1890 759">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="976 759 1151 842">4. 手動</td> <td data-bbox="1151 759 1308 842">二</td> <td data-bbox="1308 759 1608 842">論理回路機能を確認する*7。</td> <td data-bbox="1608 759 1729 842">定事検 停止時</td> <td data-bbox="1729 759 1890 842">計測制御課長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="976 849 1890 896">※4：「機能を確認する」とは、論理回路の出力段の信号により、電磁弁が動作することを確認することをいう。</p> <p data-bbox="976 903 1890 992">※5：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p data-bbox="976 999 1890 1056">※6：「チャンネル校正を実施する」とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p data-bbox="976 1062 1890 1145">※7：「論理回路機能を確認する」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。</p>				要素	設定値	項目	頻度	担当	1. 代替制御棒挿入機能	二	機能を確認する*4。	定事検 停止時	計測制御課長	2. 原子炉圧力高	7.35MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に 1回	発電課長	チャンネル校正を実施する*6。	定事検 停止時	計測制御課長			論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長	3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に 1回	発電課長	チャンネル校正を実施する*6。	定事検 停止時	計測制御課長			論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長	4. 手動	二	論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
要素	設定値	項目	頻度	担当																																										
1. 代替制御棒挿入機能	二	機能を確認する*4。	定事検 停止時	計測制御課長																																										
2. 原子炉圧力高	7.35MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に 1回	発電課長																																										
		チャンネル校正を実施する*6。	定事検 停止時	計測制御課長																																										
		論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長																																										
3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm 以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に 1回	発電課長																																										
		チャンネル校正を実施する*6。	定事検 停止時	計測制御課長																																										
		論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長																																										
4. 手動	二	論理回路機能を確認する*7。	定事検 停止時	計測制御課長																																										



変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="981 167 1886 459"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 167 1205 199">条 件</th> <th data-bbox="1205 167 1742 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1742 167 1886 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 199 1205 367">A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合</td> <td data-bbox="1205 199 1742 367">A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1742 199 1886 367">6時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 367 1205 459">B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1205 367 1742 459">B1. 発電課長は、高温停止にする。</td> <td data-bbox="1742 367 1886 459">24時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ATWS緩和設備（自動減圧系起動阻止機能）およびほう酸水注入系をいう。</p> <p>※9：ほう酸水注入系については1系列を起動し動作可能であることを確認するとともに、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ATWS緩和設備（自動減圧系起動阻止機能）については至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※8</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※8</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間									
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。	24時間									

変更前	変更後	理由					
<p>(なし)</p>	<p>66-1-2 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>					
	<p>(1) 運転上の制限</p>		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="976 231 1326 263">項目</th> <th data-bbox="1326 231 1890 263">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="976 263 1326 327"> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> </td> <td data-bbox="1326 263 1890 327"> <p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作可能であること※1</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	<p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p>	<p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作可能であること※1</p>
	項目		運転上の制限				
	<p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p>		<p>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作可能であること※1</p>				
	<p>適用される原子炉の状態</p>		<p>要素</p>	<p>動作可能であるべきチャンネル数</p>			
	<p rowspan="3">運 転 起 動</p>		<p>原子炉圧力高</p>	<p>4チャンネル</p>			
<p>原子炉水位異常低（L2）</p>	<p>4チャンネル</p>						
<p>手動</p>	<p>2チャンネル</p>						
<p>適用される原子炉の状態</p>	<p>設 備</p>	<p>所要数</p>					
<p>運 転 起 動</p>	<p>代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器</p>	<p>2台</p>					
<p>※1：本表における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。 トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p>							

変更前	変更後					理由																																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="976 164 1890 938"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>設定値</th> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</td> <td>二</td> <td>機能を確認する※<sup>2</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 原子炉圧力高</td> <td rowspan="3">7.35MPa[gage] 以下</td> <td>原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※<sup>3</sup>。</td> <td>1ヶ月に 1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する※<sup>4</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能を確認する※<sup>5</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3. 原子炉水位異常低(L2)</td> <td rowspan="3">1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)</td> <td>原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※<sup>3</sup>。</td> <td>1ヶ月に 1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>チャンネル校正を実施する※<sup>4</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td>論理回路機能を確認する※<sup>5</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td>4. 手動</td> <td>二</td> <td>論理回路機能を確認する※<sup>5</sup>。</td> <td>定事検 停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※<sup>2</sup>：「機能を確認する」とは、論理回路の出力段の信号により、代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器が開放することを確認することをいう。</p> <p>※<sup>3</sup>：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p>※<sup>4</sup>：「チャンネル校正を実施する」とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p>※<sup>5</sup>：「論理回路機能を確認する」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。</p>					要素	設定値	項目	頻度	担当	1. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	二	機能を確認する※ <sup>2</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	2. 原子炉圧力高	7.35MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※ <sup>3</sup> 。	1ヶ月に 1回	発電課長	チャンネル校正を実施する※ <sup>4</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※ <sup>3</sup> 。	1ヶ月に 1回	発電課長	チャンネル校正を実施する※ <sup>4</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	4. 手動	二	論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
要素	設定値	項目	頻度	担当																																							
1. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	二	機能を確認する※ <sup>2</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							
2. 原子炉圧力高	7.35MPa[gage] 以下	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※ <sup>3</sup> 。	1ヶ月に 1回	発電課長																																							
		チャンネル校正を実施する※ <sup>4</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							
		論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							
3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する※ <sup>3</sup> 。	1ヶ月に 1回	発電課長																																							
		チャンネル校正を実施する※ <sup>4</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							
		論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							
4. 手動	二	論理回路機能を確認する※ <sup>5</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長																																							

変更前	変更後		理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="967 164 1899 443"> <thead> <tr> <th data-bbox="967 164 1285 196">条 件</th> <th data-bbox="1285 164 1756 196">要求される措置</th> <th data-bbox="1756 164 1899 196">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="967 196 1285 379"> <p>A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 または 原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1285 196 1756 379"> <p>A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※7</sup>。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1756 196 1899 379"> <p>6時間  30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="967 379 1285 443"> <p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1285 379 1756 443"> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1756 379 1899 443"> <p>24時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>		条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 または 原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※7</sup>。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>6時間  30日間</p>	<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p>	<p>24時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間										
<p>A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 または 原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※7</sup>。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>6時間  30日間</p>										
<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p>	<p>24時間</p>										
<p>※6：ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。</p>												
<p>※7：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>												

変更前	変更後	理由																
<p>(なし)</p>	<p>66-1-3 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="987 228 1883 323"> <thead> <tr> <th data-bbox="987 228 1301 260">項目</th> <th data-bbox="1301 228 1883 260">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="987 260 1301 323">ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)</td> <td data-bbox="1301 260 1883 323">ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="987 352 1883 600"> <thead> <tr> <th data-bbox="987 352 1182 416">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1182 352 1534 416">要素</th> <th data-bbox="1534 352 1883 416">動作可能であるべき チャンネル数(論理毎)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="987 416 1182 480">運 転 起 動</td> <td data-bbox="1182 416 1534 480">原子炉水位異常低(L2)※2</td> <td data-bbox="1534 416 1883 480">3チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="987 480 1182 544">高 温 停 止 (原子炉圧力が</td> <td data-bbox="1182 480 1534 544">中性子束高※3</td> <td data-bbox="1534 480 1883 544">3チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="987 544 1182 600">0.77MPa[gage]以上 の場合)</td> <td data-bbox="1182 544 1534 600">手動</td> <td data-bbox="1534 544 1883 600">1チャンネル</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：本表における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p> <p>※2：当該設備が動作不能時は、「第27条 計測および制御設備」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：当該設備が動作不能時は、「第27条 計測および制御設備」および「66-1-3-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」の運転上の制限も確認する。</p>	項目	運転上の制限	ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)が動作可能であること※1	適用される 原子炉の状態	要素	動作可能であるべき チャンネル数(論理毎)	運 転 起 動	原子炉水位異常低(L2)※2	3チャンネル	高 温 停 止 (原子炉圧力が	中性子束高※3	3チャンネル	0.77MPa[gage]以上 の場合)	手動	1チャンネル	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																	
ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)が動作可能であること※1																	
適用される 原子炉の状態	要素	動作可能であるべき チャンネル数(論理毎)																
運 転 起 動	原子炉水位異常低(L2)※2	3チャンネル																
高 温 停 止 (原子炉圧力が	中性子束高※3	3チャンネル																
0.77MPa[gage]以上 の場合)	手動	1チャンネル																

変更前	変更後				理由
	(2) 確認事項				
	<u>要素</u>	<u>設定値</u>	<u>項目</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>
	1. 自動減圧系作動阻止機能	二	機能を <u>確認する</u> *4。	定事検停止時	計測制御課長
	2. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に1回	発電課長
			チャンネル校正を実施する*6。	定事検停止時	計測制御課長
			論理回路機能を <u>確認する</u> *7。	定事検停止時	計測制御課長
	3. 中性子束高	10%以上	原子炉の状態が運転および起動において、動作不能でないことを指示により確認する*5。	1ヶ月に1回	発電課長
			チャンネル校正を実施する*6。	定事検停止時	計測制御課長
			論理回路機能を <u>確認する</u> *7。	定事検停止時	計測制御課長
	4. 手動	二	論理回路機能を <u>確認する</u> *7。	定事検停止時	計測制御課長
※4：「機能を <u>確認する</u> 」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。					
※5：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。					
※6：「チャンネル校正を実施する」とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。					
※7：「論理回路機能を <u>確認する</u> 」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。					
原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）					

変更前	変更後		理由
	(3) 要求される措置		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
A. <u>動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合</u>	A1. <u>発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※8</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>。</u> および A2. <u>発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>6 時間</u>  <u>30 日間</u>	
B. <u>条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. <u>発電課長は、高温停止にする。</u>	<u>24 時間</u>	
※8：ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。			
※9：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			

変更前	変更後	理由																						
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表6-6-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>6-6-2-1 高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）</p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1008 288 1865 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 288 1335 325">項 目</th> <th data-bbox="1335 288 1865 325">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 325 1335 395">                     高圧代替注水系                      （中央制御室からの遠隔起動）                 </td> <td data-bbox="1335 325 1865 395">                     高圧代替注水系が動作可能であること*1*2*3                 </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 424 1865 762"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 424 1245 488">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1245 424 1715 488">設 備</th> <th data-bbox="1715 424 1865 488">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 488 1245 762" rowspan="7">                     運 転                      起 動                      高温停止                      （原子炉圧力が                      1.04MPa〔gage〕以上かつ                      原子炉起動時に実施す                      る運転確認終了後）                 </td> <td data-bbox="1245 488 1715 525">                     高圧代替注水系ポンプ                 </td> <td data-bbox="1715 488 1865 525">                     1台                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 525 1715 561">                     復水貯蔵タンク                 </td> <td data-bbox="1715 525 1865 561">                     ※4                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 561 1715 598">                     可搬型代替交流電源設備                 </td> <td data-bbox="1715 561 1865 598">                     ※5                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 598 1715 635">                     可搬型代替直流電源設備                 </td> <td data-bbox="1715 598 1865 635">                     ※6                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 635 1715 671">                     常設代替交流電源設備                 </td> <td data-bbox="1715 635 1865 671">                     ※7                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 671 1715 708">                     常設代替直流電源設備                 </td> <td data-bbox="1715 671 1865 708">                     ※8                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1245 708 1715 762">                     所内常設蓄電式直流電源設備                 </td> <td data-bbox="1715 708 1865 762">                     ※9                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：原子炉隔離時冷却系起動準備および原子炉隔離時冷却系運転中は、高圧代替注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>※3：当該系統が動作不能時は、「第41条 原子炉隔離時冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「6-6-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6-6-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6-6-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6-6-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6-6-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※9：「6-6-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	高圧代替注水系 （中央制御室からの遠隔起動）	高圧代替注水系が動作可能であること*1*2*3	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 （原子炉圧力が 1.04MPa〔gage〕以上かつ 原子炉起動時に実施す る運転確認終了後）	高圧代替注水系ポンプ	1台	復水貯蔵タンク	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	可搬型代替直流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	常設代替直流電源設備	※8	所内常設蓄電式直流電源設備	※9	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																							
高圧代替注水系 （中央制御室からの遠隔起動）	高圧代替注水系が動作可能であること*1*2*3																							
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																						
運 転 起 動 高温停止 （原子炉圧力が 1.04MPa〔gage〕以上かつ 原子炉起動時に実施す る運転確認終了後）	高圧代替注水系ポンプ	1台																						
	復水貯蔵タンク	※4																						
	可搬型代替交流電源設備	※5																						
	可搬型代替直流電源設備	※6																						
	常設代替交流電源設備	※7																						
	常設代替直流電源設備	※8																						
	所内常設蓄電式直流電源設備	※9																						



変更前	変更後			理由																		
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 167 1868 1002"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1496 204">項目</th> <th data-bbox="1496 167 1724 204">頻度</th> <th data-bbox="1724 167 1868 204">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 204 1496 331">1. 中央制御室の操作スイッチにより、RCIC蒸気供給ライン分離弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1496 204 1724 331">定事検停止後の原子炉起動前に1回</td> <td data-bbox="1724 204 1868 331">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 331 1496 515">2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当<sup>*10</sup>において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m<sup>3</sup>/hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td data-bbox="1496 331 1724 515">定事検停止後の原子炉起動中に1回</td> <td data-bbox="1724 331 1868 515">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 515 1496 667">3. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当<sup>*10</sup>において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1496 515 1724 667">定事検停止後の原子炉起動中に1回</td> <td data-bbox="1724 515 1868 667">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 667 1496 850">4. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m<sup>3</sup>/hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td> <td data-bbox="1496 667 1724 850">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 667 1868 850">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 850 1496 1002">5. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することおよびFPMUWポンプ吸込弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1496 850 1724 1002">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 850 1868 1002">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1008 1010 1601 1034">※10：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。</p>			項目	頻度	担当	1. 中央制御室の操作スイッチにより、RCIC蒸気供給ライン分離弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	発電課長	2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>*10</sup> において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m <sup>3</sup> /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長	3. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>*10</sup> において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長	4. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m <sup>3</sup> /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	5. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することおよびFPMUWポンプ吸込弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																				
1. 中央制御室の操作スイッチにより、RCIC蒸気供給ライン分離弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	発電課長																				
2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>*10</sup> において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m <sup>3</sup> /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長																				
3. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 <sup>*10</sup> において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長																				
4. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、高压代替注水系ポンプの流量が90.8m <sup>3</sup> /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				
5. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することおよびFPMUWポンプ吸込弁が閉することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				

変更前	変更後	理由												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1243 199">条 件</th> <th data-bbox="1243 167 1724 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1724 167 1870 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 199 1243 502">A. 高圧代替注水系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1243 199 1724 502"> <p>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 発電課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※12が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1724 199 1870 502"> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 502 1243 686">B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管または弁が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1243 502 1724 686"> <p>B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1724 502 1870 686"> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 686 1243 805">C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1243 686 1724 805"> <p>C1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>C2. 発電課長は、原子炉圧力を 1.04MPa[gage]未満にする。</p> </td> <td data-bbox="1724 686 1870 805"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※11：高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※12：原子炉隔離時冷却系をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 発電課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※12が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>	B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管または弁が動作不能の場合	<p>B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p>	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>C2. 発電課長は、原子炉圧力を 1.04MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間												
A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 発電課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※12が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>												
B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管または弁が動作不能の場合	<p>B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p>												
C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>C2. 発電課長は、原子炉圧力を 1.04MPa[gage]未満にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>												

変更前	変更後	理由																						
(なし)	<p>6.6-2-2 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）</p> <p><u>(1) 運転上の制限</u></p> <table border="1" data-bbox="1008 223 1870 391"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 223 1299 263">項 目</th> <th data-bbox="1299 223 1870 263">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 263 1299 391">高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）</td> <td data-bbox="1299 263 1870 391">原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることをいう。</p> <p><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1008 510 1870 861"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 510 1579 550">項 目</th> <th data-bbox="1579 510 1724 550">頻 度</th> <th data-bbox="1724 510 1870 550">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 550 1579 710">1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。</td> <td data-bbox="1579 550 1724 710">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 550 1870 710">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 710 1579 861">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。</td> <td data-bbox="1579 710 1724 861">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 710 1870 861">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>(3) 要求される措置</u></p> <table border="1" data-bbox="1008 949 1870 1412"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 949 1198 1013">条 件</th> <th data-bbox="1198 949 1736 1013">要求される措置</th> <th data-bbox="1736 949 1870 1013">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 1013 1198 1292">A. 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合</td> <td data-bbox="1198 1013 1736 1292">A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であることを確認する※2。 および A2. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する※2。 および A3. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1736 1013 1870 1292">速やかに  3日間  30日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1292 1198 1412">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1198 1292 1736 1412">B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。</td> <td data-bbox="1736 1292 1870 1412">24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：至近の記録等により確認することをいう。</p>	項 目	運転上の制限	高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※1	項 目	頻 度	担 当	1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	条 件	要求される措置	完了時間	A. 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であることを確認する※2。 および A2. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する※2。 および A3. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																							
高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※1																							
項 目	頻 度	担 当																						
1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																						
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																						
条 件	要求される措置	完了時間																						
A. 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であることを確認する※2。 および A2. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する※2。 および A3. 発電課長は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間																						
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間																						

変更前	変更後	理由																												
<p>(なし)</p>	<p>66-2-3 ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 223 1870 335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 223 1276 263">項目</th> <th data-bbox="1276 223 1870 263">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 263 1276 335">ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備)</td> <td data-bbox="1276 263 1870 335">ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 359 1870 582"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 359 1209 422">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1209 359 1702 422">設備</th> <th data-bbox="1702 359 1870 422">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 422 1209 462" rowspan="4">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1209 422 1702 462">ほう酸水注入系ポンプ</td> <td data-bbox="1702 422 1870 462">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1209 462 1702 502">ほう酸水注入系貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1702 462 1870 502">1基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1209 502 1702 542">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1702 502 1870 542">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1209 542 1702 582">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1702 542 1870 582">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。                  ※2：当該系統が動作不能時は、「第24条 ほう酸水注入系」の運転上の制限も確認する。                  ※3：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※4：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 790 1870 1149"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 790 1556 829">項目</th> <th data-bbox="1556 790 1713 829">頻 度</th> <th data-bbox="1713 790 1870 829">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 829 1556 893">1. 定事検停止時に、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1556 829 1713 893">定事検停止時</td> <td data-bbox="1713 829 1870 893">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 893 1556 989">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水位および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを確認する。</td> <td data-bbox="1556 893 1713 989">毎日1回</td> <td data-bbox="1713 893 1870 989">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 989 1556 1149">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。</td> <td data-bbox="1556 989 1713 1149">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1713 989 1870 1149">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備)	ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止	ほう酸水注入系ポンプ	1台	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基	可搬型代替交流電源設備	※3	常設代替交流電源設備	※4	項目	頻 度	担 当	1. 定事検停止時に、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水位および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	発電課長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																													
ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備)	ほう酸水注入系が動作可能であること※1※2																													
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止	ほう酸水注入系ポンプ	1台																												
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基																												
	可搬型代替交流電源設備	※3																												
	常設代替交流電源設備	※4																												
項目	頻 度	担 当																												
1. 定事検停止時に、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長																												
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水位および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	発電課長																												
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																												

変更前	変更後	理由			
(3) 要求される措置					
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 33%; text-align: center;">条 件</th> <th style="width: 44%; text-align: center;">要求される措置</th> <th style="width: 23%; text-align: center;">完了時間</th> </tr> </thead> </table>			条 件	要求される措置	完了時間
条 件	要求される措置	完了時間			
<p>A. ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度が図24-1、2の範囲内でない場合</p>	<p>A1. 発電課長は、ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度を図24-1、2の範囲内に復旧する。</p>	<p>3日間</p>			
<p>B. ほう酸水注入系が動作不能の場合</p>	<p>B1. 1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*5</sup>が動作可能であることを確認する。 または B1. 2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*6</sup>。 および B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに    速やかに   8時間</p>			
<p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>			
<p>※5：高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※6：原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合。</p>					
<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>					

変更前	変更後	理由																
<p>(なし)</p>	<p>表6-6-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>6-6-3-1 代替自動減圧機能</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1877 403"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1258 331">項目</th> <th data-bbox="1258 288 1877 331">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 331 1258 403">代替自動減圧機能</td> <td data-bbox="1258 331 1877 403">代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 464 1877 815"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 464 1238 528">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1238 464 1626 528">要素</th> <th data-bbox="1626 464 1877 528">動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 528 1238 815" rowspan="4">                     運転 起動 高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa[gage]以上の 場合)                 </td> <td data-bbox="1238 528 1626 592">原子炉水位異常低 (L1) ※2</td> <td data-bbox="1626 528 1877 592">2チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1238 592 1626 655">原子炉水位低 (L3)</td> <td data-bbox="1626 592 1877 655">1チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1238 655 1626 751">                     低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2                 </td> <td data-bbox="1626 655 1877 751">2チャンネル※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1238 751 1626 815">自動減圧系作動阻止機能</td> <td data-bbox="1626 751 1877 815">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：本表における動作可能とは、当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で、当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。</p> <p>※2：当該設備が動作不能時は、「第2.7条 計測および制御設備」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：A系論理は低圧炉心スプレイ系および残留熱除去系A系の各1チャンネルをいい、B系論理は残留熱除去系B系および残留熱除去系C系の2チャンネルをいう。</p> <p>※4：「6-6-1-3 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	代替自動減圧機能	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	運転 起動 高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa[gage]以上の 場合)	原子炉水位異常低 (L1) ※2	2チャンネル	原子炉水位低 (L3)	1チャンネル	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2	2チャンネル※3	自動減圧系作動阻止機能	※4	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																	
代替自動減圧機能	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1																	
適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）																
運転 起動 高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa[gage]以上の 場合)	原子炉水位異常低 (L1) ※2	2チャンネル																
	原子炉水位低 (L3)	1チャンネル																
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2	2チャンネル※3																
	自動減圧系作動阻止機能	※4																

変更前	変更後				理由	
	(2) 確認事項				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	要素	設定値	項目	頻度		担当
	1. 代替自動減圧機能	二	機能を確認する*5。	定事検 停止時		計測制御課長
	2. 原子炉水位異常低(L1)	947cm以上*6 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する*7。	1ヶ月に 1回		発電課長
チャンネル校正を実施する*8。			定事検 停止時	計測制御課長		
論理回路機能を確認する*9。			定事検 停止時	計測制御課長		
	3. 原子炉水位低(L3)	1,344cm以上*6 (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する*7。	1ヶ月に 1回		発電課長
チャンネル校正を実施する*8。			定事検 停止時	計測制御課長		
論理回路機能を確認する*9。			定事検 停止時	計測制御課長		
	4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高	0.98 MPa[gage]*6*10	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する*7。	1ヶ月に 1回		発電課長
チャンネル校正を実施する*8。			定事検 停止時	計測制御課長		
論理回路機能を確認する*9。			定事検 停止時	計測制御課長		
	5. 残留熱除去系ポンプ出口圧力高	0.69 MPa[gage]*6*10	原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する*7。	1ヶ月に 1回		発電課長
チャンネル校正を実施する*8。			定事検 停止時	計測制御課長		

変更前	変更後				理由										
			論理回路機能を確認する <sup>※9</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）									
	6. 始動タイム	10分以下	チャンネル校正を実施する <sup>※8</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長										
			論理回路機能を確認する <sup>※9</sup> 。	定事検 停止時	計測制御課長										
<p>※5：「機能を確認する」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。</p> <p>※6：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。</p> <p>※7：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p>※8：「チャンネル校正を実施する」とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p>※9：「論理回路機能を確認する」とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。</p> <p>※10：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p>															
(3) 要求される措置															
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1003 845 1227 877">条 件</th> <th data-bbox="1227 845 1736 877">要求される措置</th> <th data-bbox="1736 845 1892 877">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1003 877 1227 1029">A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合</td> <td data-bbox="1227 877 1736 1029">A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する<sup>※12</sup>。 および A2. 発電課長は、当該所要数またはチャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1736 877 1892 1029">6時間  30日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1003 1029 1227 1133">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1227 1029 1736 1133">B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を0.77MPa[gage]未満にする。</td> <td data-bbox="1736 1029 1892 1133">24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>							条 件	要求される措置	完了時間	A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※12</sup> 。 および A2. 発電課長は、当該所要数またはチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間  30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を0.77MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間
条 件	要求される措置	完了時間													
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※12</sup> 。 および A2. 発電課長は、当該所要数またはチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間  30日間													
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を0.77MPa[gage]未満にする。	24時間  36時間													
※11：主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であることをいう。															
※12：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。															



変更前	変更後	理由																										
<p>(なし)</p>	<p>6.6-3-2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1865 335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1270 268">項目</th> <th data-bbox="1270 228 1865 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 268 1270 335">主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)</td> <td data-bbox="1270 268 1865 335">主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 363 1865 708"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 363 1229 429">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1229 363 1612 429">設備</th> <th data-bbox="1612 363 1865 429">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 429 1229 708" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1229 429 1612 475">主蒸気逃がし安全弁</td> <td data-bbox="1612 429 1865 475">6 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1229 475 1612 521">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1612 475 1865 521">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1229 521 1612 568">可搬型代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1612 521 1865 568">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1229 568 1612 614">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1612 568 1865 614">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1229 614 1612 660">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1612 614 1865 660">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1229 660 1612 708">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1612 660 1865 708">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な配管およびアキュムレータを含む。</p> <p>※2：当該系統が動作不能時は、「第30条 主蒸気逃がし安全弁」および「第39条 非常用炉心冷却系その1」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「6.6-1.2-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6.6-1.2-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6.6-1.2-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 1013 1865 1125"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 1013 1473 1045">項目</th> <th data-bbox="1473 1013 1675 1045">頻 度</th> <th data-bbox="1675 1013 1865 1045">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 1045 1473 1125">1. 主蒸気逃がし安全弁の性能を確認する。</td> <td data-bbox="1473 1045 1675 1125">定事検停止時</td> <td data-bbox="1675 1045 1865 1125">計測制御課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	6 個	可搬型代替交流電源設備	※3	可搬型代替直流電源設備	※4	所内常設蓄電式直流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	常設代替直流電源設備	※7	項目	頻 度	担 当	1. 主蒸気逃がし安全弁の性能を確認する。	定事検停止時	計測制御課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																											
主蒸気逃がし安全弁 (手動減圧)	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であること※1※2																											
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																										
運 転 起 動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	6 個																										
	可搬型代替交流電源設備	※3																										
	可搬型代替直流電源設備	※4																										
	所内常設蓄電式直流電源設備	※5																										
	常設代替交流電源設備	※6																										
	常設代替直流電源設備	※7																										
項目	頻 度	担 当																										
1. 主蒸気逃がし安全弁の性能を確認する。	定事検停止時	計測制御課長																										

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 199 1256 226">条 件</th> <th data-bbox="1256 199 1727 226">要求される措置</th> <th data-bbox="1727 199 1865 226">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 226 1256 507"> <u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u> </td> <td data-bbox="1256 226 1727 507"> <u>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。</u>                      および  <u>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u>                      および  <u>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="1727 226 1865 507"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>1.0日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 507 1256 719"> <u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>                      または  <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個以上が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1256 507 1727 719"> <u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u>                      および  <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="1727 507 1865 719"> <u>2.4時間</u>   <u>3.6時間</u> </td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	<u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u>	<u>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。</u> および <u>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u> および <u>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>1.0日間</u>	<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> または <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個以上が動作不能の場合</u>	<u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u> および <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u>	<u>2.4時間</u>  <u>3.6時間</u>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
<u>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合</u>	<u>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。</u> および <u>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。</u> および <u>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>1.0日間</u>									
<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> または <u>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個以上が動作不能の場合</u>	<u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u> および <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u>	<u>2.4時間</u>  <u>3.6時間</u>									

変更前	変更後	理由																																		
<p>(なし)</p>	<p>6.6-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1865 389"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1243 263">項 目</th> <th data-bbox="1243 228 1865 263">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 263 1243 389">主蒸気逃がし安全弁の機能回復</td> <td data-bbox="1243 263 1865 389">                     (1) 可搬型代替直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能であること                      (2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作可能であること*1                      (3) 代替高圧窒素ガス供給系が動作可能であること*1                 </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 419 1865 928"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 419 1176 483">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1176 419 1686 483">設 備</th> <th data-bbox="1686 419 1865 483">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 483 1176 563" rowspan="2">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1176 483 1400 563">可搬型代替直流電源設備による機能回復</td> <td data-bbox="1400 483 1686 563">1 2 5 V 直 流 電 源 切 替 盤 可搬型代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1686 483 1865 563">1 個 ※ 2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1176 563 1400 659">主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復</td> <td data-bbox="1400 563 1686 659">主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池</td> <td data-bbox="1686 563 1865 659">1 組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 659 1176 770" rowspan="3">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1176 659 1400 770" rowspan="3">高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系 ( 非 常 用 )</td> <td data-bbox="1400 659 1686 691">高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ</td> <td data-bbox="1686 659 1865 691">8 本※ 3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 691 1686 722">常 設 代 替 交 流 電 源 設 備</td> <td data-bbox="1686 691 1865 722">※ 4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 722 1686 770">可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備</td> <td data-bbox="1686 722 1865 770">※ 5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 770 1176 928" rowspan="3">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1176 770 1400 928" rowspan="3">代 替 高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系</td> <td data-bbox="1400 770 1686 802">高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ</td> <td data-bbox="1686 770 1865 802">3 本※ 6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 802 1686 834">常 設 代 替 交 流 電 源 設 備</td> <td data-bbox="1686 802 1865 834">※ 4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 834 1686 928">可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備</td> <td data-bbox="1686 834 1865 928">※ 5</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1008 928 1865 952"></td> <td data-bbox="1686 928 1865 952">代 替 所 内 電 気 設 備</td> <td data-bbox="1686 928 1865 952">※ 7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 1 : 必要な弁および配管を含む。                  ※ 2 : 「6.6-1.2-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※ 3 : A系4本およびB系4本をいう。                  ※ 4 : 「6.6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※ 5 : 「6.6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※ 6 : A系またはB系3本をいう。                  ※ 7 : 「6.6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型代替直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作可能であること*1 (3) 代替高圧窒素ガス供給系が動作可能であること*1	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	可搬型代替直流電源設備による機能回復	1 2 5 V 直 流 電 源 切 替 盤 可搬型代替直流電源設備	1 個 ※ 2	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1 組	運 転 起 動 高 温 停 止	高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系 ( 非 常 用 )	高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ	8 本※ 3	常 設 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 4	可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 5	運 転 起 動 高 温 停 止	代 替 高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系	高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ	3 本※ 6	常 設 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 4	可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 5			代 替 所 内 電 気 設 備	※ 7	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限																																			
主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型代替直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作可能であること*1 (3) 代替高圧窒素ガス供給系が動作可能であること*1																																			
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																																		
運 転 起 動 高 温 停 止	可搬型代替直流電源設備による機能回復	1 2 5 V 直 流 電 源 切 替 盤 可搬型代替直流電源設備	1 個 ※ 2																																	
	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1 組																																	
運 転 起 動 高 温 停 止	高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系 ( 非 常 用 )	高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ	8 本※ 3																																	
		常 設 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 4																																	
		可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 5																																	
運 転 起 動 高 温 停 止	代 替 高 圧 窒 素 ガ ス 供 給 系	高 圧 窒 素 ガ ス ボ ン ペ	3 本※ 6																																	
		常 設 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 4																																	
		可 搬 型 代 替 交 流 電 源 設 備	※ 5																																	
		代 替 所 内 電 気 設 備	※ 7																																	

変更前	変更後	理由																																	
	<p>(2) 確認事項</p> <p>1. 可搬型代替直流電源設備による機能回復</p> <table border="1" data-bbox="1008 199 1881 327"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、12.5V直流電源切替盤が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復</p> <table border="1" data-bbox="1008 414 1881 598"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）</p> <table border="1" data-bbox="1008 694 1881 1061"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（A）、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（B）、HPIN非常用窒素ガス入口弁（A）およびHPIN非常用窒素ガス入口弁（B）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 代替高圧窒素ガス供給系</p> <table border="1" data-bbox="1008 1149 1881 1460"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替高圧窒素ガス供給系の供給圧力の設定値が□MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、12.5V直流電源切替盤が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	項目	頻度	担当	1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	項目	頻度	担当	1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（A）、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（B）、HPIN非常用窒素ガス入口弁（A）およびHPIN非常用窒素ガス入口弁（B）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	項目	頻度	担当	1. 代替高圧窒素ガス供給系の供給圧力の設定値が□MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																																	
1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、12.5V直流電源切替盤が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	
項目	頻度	担当																																	
1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御課長																																	
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																																	
項目	頻度	担当																																	
1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（A）、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁（B）、HPIN非常用窒素ガス入口弁（A）およびHPIN非常用窒素ガス入口弁（B）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																																	
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	
項目	頻度	担当																																	
1. 代替高圧窒素ガス供給系の供給圧力の設定値が□MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																																	
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検および規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	

変更前	変更後	理由												
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1310 199">条 件</th> <th data-bbox="1310 167 1713 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1713 167 1881 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 199 1310 686"> <p>A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合</p> </td> <td data-bbox="1310 199 1713 686"> <p>A1. 発電課長は、直流電源A系およびB系が動作可能であることを確認する。 および A2. 1. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能な状態に復旧する。 または A3. 2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1713 199 1881 686"> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 686 1310 925"> <p>B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1310 686 1713 925"> <p>B1. 発電課長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※9。 および B2. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1713 686 1881 925"> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 925 1310 1021"> <p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1310 925 1713 1021"> <p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1713 925 1881 1021"> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：代替品の補充等をいう。 ※9：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合</p>	<p>A1. 発電課長は、直流電源A系およびB系が動作可能であることを確認する。 および A2. 1. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能な状態に復旧する。 または A3. 2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p>	<p>B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※9。 および B2. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	<p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間												
<p>A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合</p>	<p>A1. 発電課長は、直流電源A系およびB系が動作可能であることを確認する。 および A2. 1. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能な状態に復旧する。 または A3. 2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p>												
<p>B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※9。 および B2. 発電課長は、代替措置※8を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>												
<p>C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>												

変更前	変更後	理由																															
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表6-6-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>6-6-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1021 288 1886 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 288 1317 331">項目</th> <th data-bbox="1317 288 1886 331">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 331 1317 395">低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）</td> <td data-bbox="1317 331 1886 395">低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること<sup>※1※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1021 427 1899 954"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 427 1214 491">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1214 427 1742 491">設備</th> <th data-bbox="1742 427 1899 491">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 491 1214 721" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1214 491 1742 523">復水移送ポンプ<sup>※4</sup></td> <td data-bbox="1742 491 1899 523">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 523 1742 555">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1742 523 1899 555">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 555 1742 587">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1742 555 1899 587">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 587 1742 619">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1742 587 1899 619">※8</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 619 1742 651">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1742 619 1899 651">※9</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 651 1742 721">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1742 651 1899 721">※10</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 721 1214 954" rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">冷 温 停 止 燃 料 交 換<sup>※3</sup></td> <td data-bbox="1214 721 1742 753">復水移送ポンプ<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="1742 721 1899 753">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 753 1742 785">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1742 753 1899 785">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 785 1742 817">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1742 785 1899 817">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 817 1742 849">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1742 817 1899 849">※8</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1214 849 1742 954">所内常設蓄電式直流電源設備 代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1742 849 1899 954">※9 ※10</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水ラインは、「6-6-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「6-6-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」、「6-6-5-5 代替循環冷却系」、「第3-9条 非常用炉心冷却系その1」、「第4-0条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※4：復水移送ポンプは、「6-6-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「6-6-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」および「6-6-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※5：当該設備が動作不能時は、「第4-0条 非常用炉心冷却系その2」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※6：「6-6-1-1-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6-6-1-2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6-6-1-2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※9：「6-6-1-2-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること <sup>※1※2</sup>	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	復水移送ポンプ <sup>※4</sup>	2台	復水貯蔵タンク	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	常設代替交流電源設備	※8	所内常設蓄電式直流電源設備	※9	代替所内電気設備	※10	冷 温 停 止 燃 料 交 換 <sup>※3</sup>	復水移送ポンプ <sup>※5</sup>	1台	復水貯蔵タンク	※6	可搬型代替交流電源設備	※7	常設代替交流電源設備	※8	所内常設蓄電式直流電源設備 代替所内電気設備	※9 ※10	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること <sup>※1※2</sup>																																
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																															
運 転 起 動 高 温 停 止	復水移送ポンプ <sup>※4</sup>	2台																															
	復水貯蔵タンク	※6																															
	可搬型代替交流電源設備	※7																															
	常設代替交流電源設備	※8																															
	所内常設蓄電式直流電源設備	※9																															
	代替所内電気設備	※10																															
冷 温 停 止 燃 料 交 換 <sup>※3</sup>	復水移送ポンプ <sup>※5</sup>	1台																															
	復水貯蔵タンク	※6																															
	可搬型代替交流電源設備	※7																															
	常設代替交流電源設備	※8																															
	所内常設蓄電式直流電源設備 代替所内電気設備	※9 ※10																															

変更前	変更後	理由															
	<p>※10：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1021 228 1899 852"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 228 1603 268">項目</th> <th data-bbox="1603 228 1742 268">頻度</th> <th data-bbox="1742 228 1899 268">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 268 1603 363">1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h以上で、揚程が <math>\square</math> m以上および復水移送ポンプ2台で流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h以上で、揚程が <math>\square</math> m以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1603 268 1742 363">定事検停止時</td> <td data-bbox="1742 268 1899 363">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 363 1603 517">2. CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1603 363 1742 517">定事検停止時</td> <td data-bbox="1742 363 1899 517">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 517 1603 639">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止および燃料交換<sup>※11</sup>においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する<sup>※12</sup>。</td> <td data-bbox="1603 517 1742 639">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1742 517 1899 639">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1021 639 1603 852">4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換<sup>※11</sup>において、RHR A系(B系) LPC I 注入隔離弁、RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、MUWCサンプリング取出止め弁およびF PMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1603 639 1742 852">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1742 639 1899 852">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が $\square$ m以上および復水移送ポンプ2台で流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が $\square$ m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止および燃料交換 <sup>※11</sup> においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する <sup>※12</sup> 。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>※11</sup> において、RHR A系(B系) LPC I 注入隔離弁、RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、MUWCサンプリング取出止め弁およびF PMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が $\square$ m以上および復水移送ポンプ2台で流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が $\square$ m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長															
2. CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長															
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止および燃料交換 <sup>※11</sup> においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する <sup>※12</sup> 。	1ヶ月に1回	発電課長															
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>※11</sup> において、RHR A系(B系) LPC I 注入隔離弁、RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、MUWCサンプリング取出止め弁およびF PMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長															

変更前

変更後

理由

変更前	(3) 要求される措置				理由
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	<p><u>運転起動</u> <u>高温停止</u></p>	<p>A. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※13</sup>とともに、その他の設備<sup>※14</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※15</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p><u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p>B. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※13</sup>とともに、その他の設備<sup>※16</sup>が動作可能であることを確認する。 および B2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※15</sup>が動作可能であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p><u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u></p>		
	<p>C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p><u>24時間</u>  <u>36時間</u></p>		
	<p><u>冷温停止</u> <u>燃料交換<sup>※17</sup></u></p>	<p>A. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合 または 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長および防災課長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※13</sup>とともに、その他の設備<sup>※18</sup>が動作可能であることを確認する。</p>	<p><u>速やかに</u>  <u>速やかに</u></p>	
<p>※13：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※14：残りの低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイ系ならびに非常用ディーゼル発電機2台をい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					



変更前	変更後	理由
	<p>※15：<u>低圧代替注水系（可搬型）をいう（時間短縮の補完措置を含む。）。</u></p> <p>※16：<u>動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u></p> <p>※17：<u>原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</u></p> <p style="margin-left: 20px;">（1）<u>原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</u></p> <p style="margin-left: 20px;">（2）<u>原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</u></p> <p>※18：<u>動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機および低圧代替注水系（可搬型）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由																				
<p>(なし)</p>	<p>66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1021 228 1888 335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 228 1317 268">項目</th> <th data-bbox="1317 228 1888 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 268 1317 335">低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水系ポンプ）</td> <td data-bbox="1317 268 1888 335">低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1021 363 1901 667"> <thead> <tr> <th data-bbox="1021 363 1164 427">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1164 363 1753 427">設備</th> <th data-bbox="1753 363 1901 427">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1021 427 1164 667" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1164 427 1397 467">直流駆動低圧注水系ポンプ</td> <td data-bbox="1397 427 1901 467" style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1164 467 1397 507">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1397 467 1901 507" style="text-align: center;">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1164 507 1397 547">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1397 507 1901 547" style="text-align: center;">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1164 547 1397 587">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1397 547 1901 587" style="text-align: center;">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1164 587 1397 627">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1397 587 1901 627" style="text-align: center;">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1164 627 1397 667">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1397 627 1901 667" style="text-align: center;">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：直流駆動低圧注水系ポンプの注水ラインは、「66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水系ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 起 動 高 温 停 止	直流駆動低圧注水系ポンプ	1台	復水貯蔵タンク	※3	可搬型代替交流電源設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	所内常設蓄電式直流電源設備	※6	常設代替直流電源設備	※7	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																					
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水系ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作可能であること※1※2																					
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																				
運 起 動 高 温 停 止	直流駆動低圧注水系ポンプ	1台																				
	復水貯蔵タンク	※3																				
	可搬型代替交流電源設備	※4																				
	常設代替交流電源設備	※5																				
	所内常設蓄電式直流電源設備	※6																				
	常設代替直流電源設備	※7																				

変更前	変更後			理由															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1023 167 1617 210">項目</th> <th data-bbox="1624 167 1762 210">頻度</th> <th data-bbox="1769 167 1906 210">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1023 215 1617 290">1. 直流駆動低圧注水系ポンプの流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1624 215 1762 290">定事検停止時</td> <td data-bbox="1769 215 1906 290">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1023 295 1617 370">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流駆動低圧注水系ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1624 295 1762 370">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1769 295 1906 370">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1023 375 1617 523">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、DCL I ポンプ吸込弁、DCL I 注入流量調整弁、HPCS 注入隔離弁およびFPMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1624 375 1762 523">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1769 375 1906 523">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1023 528 1617 593">4. HPCS 注入隔離弁の現場操作に必要な手動操作レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。</td> <td data-bbox="1624 528 1762 593">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1769 528 1906 593">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 直流駆動低圧注水系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流駆動低圧注水系ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、DCL I ポンプ吸込弁、DCL I 注入流量調整弁、HPCS 注入隔離弁およびFPMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. HPCS 注入隔離弁の現場操作に必要な手動操作レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																	
1. 直流駆動低圧注水系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長																	
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流駆動低圧注水系ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																	
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、DCL I ポンプ吸込弁、DCL I 注入流量調整弁、HPCS 注入隔離弁およびFPMUWポンプ吸込弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																	
4. HPCS 注入隔離弁の現場操作に必要な手動操作レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																	
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1023 689 1167 783">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1173 689 1384 783">条件</th> <th data-bbox="1391 689 1783 783">要求される措置</th> <th data-bbox="1789 689 1906 783">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1023 788 1167 1118">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1173 788 1384 1118">A. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1391 788 1783 1118">A1. 発電課長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*8とともに、その他の設備*9が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*10 が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1789 788 1906 1118">速やかに  3日間  30日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1023 1123 1167 1209"></td> <td data-bbox="1173 1123 1384 1209">B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1391 1123 1783 1209">B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</td> <td data-bbox="1789 1123 1906 1209">24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>			適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*8とともに、その他の設備*9が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*10 が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間		B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※9：残りの低圧注水系 2 系列および低圧炉心スプレイ系ならびに非常用ディーゼル発電機 2 台をい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※10：低圧代替注水系（可搬型）をいう（時間短縮の補完措置を含む。）。</p>			
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する*8とともに、その他の設備*9が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*10 が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間																
	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間																

変更前	変更後	理由																								
(なし)	<p>66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1023 228 1890 320"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧代替注水系（可搬型）</td> <td>低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1023 352 1890 608"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※3</td> <td>大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。</p> <p>※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※4：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1023 1126 1890 1230"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td style="text-align: center;">＝</td> <td style="text-align: center;">＝</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※3	大容量送水ポンプ（タイプI）	※4	燃料補給設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	代替所内電気設備	※8	項目	頻度	担当	(項目なし)	＝	＝	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																									
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2																									
適用される原子炉の状態	設備	所要数																								
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※3	大容量送水ポンプ（タイプI）	※4																								
	燃料補給設備	※5																								
	可搬型代替交流電源設備	※6																								
	常設代替交流電源設備	※7																								
	代替所内電気設備	※8																								
項目	頻度	担当																								
(項目なし)	＝	＝																								

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉 の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p> <p>冷温停止 燃料交換<sup>※13</sup></p>	(3) 要求される措置			
	条 件	要求される措置	完了時間	<p>原子力規制委員会設置 法の一部施行に伴う変 更（新規基準の施行 に伴う変更）</p>
	<p>A. 低圧代替注水系 (可搬型)が動作 不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系1系列を起動し、動 作可能であることを確認する<sup>※9</sup>とともに、そ 他の設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認 する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ 重大事故等対処設備<sup>※11</sup>が動作可能であるこ とを確認する。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>	
	<p>B. 低圧注水系と共 用する配管また は弁が動作不能 の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、低圧注水系2系列および低圧 炉心スプレイ系を起動し、動作可能であるこ とを確認する<sup>※9</sup>とともに、その他の設備<sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ 重大事故等対処設備<sup>※11</sup>が動作可能であるこ とを確認する。 および B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>	
	<p>C. 条件AまたはBで 要求される措置 を完了時間内に 達成できない場 合</p>	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
<p>A. 低圧代替注水系 (可搬型)が動作 不能の場合 または 低圧注水系と共 用する配管また は弁が動作不能 の場合</p>	<p>A1. 発電課長または防災課長は、当該系統を動 作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、第40条で要求される非常用 炉心冷却系1系列を起動し、動作可能である ことを確認する<sup>※9</sup>とともに、その他の設備<sup>※</sup> <sup>14</sup>が動作可能であることを確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p>		
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※10：残りの低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイ系ならびに非常用ディーゼル発電機2台をい                  い、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※11：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）をいう。                  ※12：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の                  記録等により動作可能であることを確認する。                  ※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p>				

変更前	変更後	理由
	<p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                      (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※14: <u>動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機および低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由																												
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備                      原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備                      水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 347 1868 443"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 347 1370 384">項 目</th> <th data-bbox="1370 347 1868 384">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 384 1370 443">原子炉格納容器フィルタベント系</td> <td data-bbox="1370 384 1868 443">原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 467 1868 847"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 467 1205 531">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1205 467 1648 531">設 備</th> <th data-bbox="1648 467 1868 531">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 531 1205 847" rowspan="10" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1205 531 1648 563">フィルタ装置</td> <td data-bbox="1648 531 1868 563">3 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 563 1648 595">フィルタ装置出口側圧力開放板</td> <td data-bbox="1648 563 1868 595">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 595 1648 627">フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td data-bbox="1648 595 1868 627">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 627 1648 659">フィルタ装置出口水素濃度</td> <td data-bbox="1648 627 1868 659">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 659 1648 691">可搬型窒素ガス供給装置</td> <td data-bbox="1648 659 1868 691">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 691 1648 722">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1648 691 1868 722">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 722 1648 754">可搬型代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1648 722 1868 754">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 754 1648 786">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1648 754 1868 786">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 786 1648 818">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1648 786 1868 818">※8</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 818 1648 847">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1648 818 1868 847">※9</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）および配管を含む。                      ※2：次の（1）または（2）の期間は運転上の制限を適用しない。                      （1）原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合であって、ドライウエル点検後の原子炉の状態が運転となるまでの期間                      （2）原子炉の停止時にドライウエル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間                      ※3：「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。                      ※4：「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」において運転上の制限等を定める。                      ※5：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。                      ※6：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※7：「66-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                      ※9：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置	3 個	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3	フィルタ装置出口水素濃度	※3	可搬型窒素ガス供給装置	※4	大容量送水ポンプ（タイプI）	※5	可搬型代替直流電源設備	※6	常設代替直流電源設備	※7	所内常設蓄電式直流電源設備	※8	燃料補給設備	※9	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																													
原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2																													
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置	3 個																												
	フィルタ装置出口側圧力開放板	1 個																												
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3																												
	フィルタ装置出口水素濃度	※3																												
	可搬型窒素ガス供給装置	※4																												
	大容量送水ポンプ（タイプI）	※5																												
	可搬型代替直流電源設備	※6																												
	常設代替直流電源設備	※7																												
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8																												
	燃料補給設備	※9																												

変更前	変更後			理由																		
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="981 165 1886 868"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 165 1541 204">項 目</th> <th data-bbox="1541 165 1740 204">頻 度</th> <th data-bbox="1740 165 1886 204">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 204 1541 242">1. フィルタ装置の性能を確認する。</td> <td data-bbox="1541 204 1740 242">定事検停止時</td> <td data-bbox="1740 204 1886 242">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 242 1541 338">2. フィルタ装置のスクラバ溶液の [ ] の濃度が [ ] wt%以上であることおよびpHが [ ] 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1541 242 1740 338">定事検停止時の原子炉起動前に1回</td> <td data-bbox="1740 242 1886 338">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 338 1541 612">3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1541 338 1740 612">定事検停止時</td> <td data-bbox="1740 338 1886 612">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 612 1541 740">4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。</td> <td data-bbox="1541 612 1740 740">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1740 612 1886 740">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 740 1541 868">5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてフィルタ装置のスクラバ水位が [ ] mm以上および [ ] mm以下であることを確認する。</td> <td data-bbox="1541 740 1740 868">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1740 740 1886 868">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>			項 目	頻 度	担 当	1. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長	2. フィルタ装置のスクラバ溶液の [ ] の濃度が [ ] wt%以上であることおよびpHが [ ] 以上であることを確認する。	定事検停止時の原子炉起動前に1回	原子炉課長	3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてフィルタ装置のスクラバ水位が [ ] mm以上および [ ] mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	頻 度	担 当																				
1. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長																				
2. フィルタ装置のスクラバ溶液の [ ] の濃度が [ ] wt%以上であることおよびpHが [ ] 以上であることを確認する。	定事検停止時の原子炉起動前に1回	原子炉課長																				
3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																				
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				
5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止においてフィルタ装置のスクラバ水位が [ ] mm以上および [ ] mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																				



変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 167 1189 199">条 件</th> <th data-bbox="1189 167 1713 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1713 167 1868 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 199 1189 502"> <p>A. 原子炉格納容器フ ィルタベント系が 動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1189 199 1713 502"> <p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1713 199 1868 502"> <p><u>速やかに</u>          <u>3日間</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 502 1189 630"> <p>B. 条件 A で要求され る措置を完了時間 内に達成できない 場合</p> </td> <td data-bbox="1189 502 1713 630"> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1713 502 1868 630"> <p><u>24時間</u>          <u>36時間</u></p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※11：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※12：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 原子炉格納容器フ ィルタベント系が 動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p><u>速やかに</u>          <u>3日間</u></p>	<p>B. 条件 A で要求され る措置を完了時間 内に達成できない 場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p><u>24時間</u>          <u>36時間</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
<p>A. 原子炉格納容器フ ィルタベント系が 動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p><u>速やかに</u>          <u>3日間</u></p>									
<p>B. 条件 A で要求され る措置を完了時間 内に達成できない 場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p><u>24時間</u>          <u>36時間</u></p>									

変更前	変更後	理由																				
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-5-2 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 228 1854 339"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 228 1270 264">項 目</th> <th data-bbox="1270 228 1854 264">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 264 1270 339">耐圧強化ベント系</td> <td data-bbox="1270 264 1854 339">耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 371 1854 667"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 371 1182 432">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1182 371 1675 432">設 備</th> <th data-bbox="1675 371 1854 432">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 432 1182 509" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1182 432 1675 469">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1675 432 1854 469">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 469 1675 505">可搬型代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1675 469 1854 505">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 505 1675 542">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1675 505 1854 542">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 542 1675 579">常設代替直流電源設備</td> <td data-bbox="1675 542 1854 579">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 579 1675 616">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1675 579 1854 616">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1182 616 1675 667">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1675 616 1854 667">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）および配管を含む。</p> <p>※2：当該系統が動作不能時は、原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であることを確認し、動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。</p> <p>※3：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	可搬型代替交流電源設備	※3	可搬型代替直流電源設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	常設代替直流電源設備	※6	所内常設蓄電式直流電源設備	※7	代替所内電気設備	※8	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限																					
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系が動作可能であること※1※2																					
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																				
運 転 起 動 高温停止	可搬型代替交流電源設備	※3																				
	可搬型代替直流電源設備	※4																				
	常設代替交流電源設備	※5																				
	常設代替直流電源設備	※6																				
	所内常設蓄電式直流電源設備	※7																				
	代替所内電気設備	※8																				

変更前	変更後	理由																		
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="983 165 1554 201">項 目</th> <th data-bbox="1554 165 1724 201">頻 度</th> <th data-bbox="1724 165 1870 201">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="983 201 1554 505"> <p>1. 非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)、ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p> </td> <td data-bbox="1554 201 1724 505"> <p>定事検停止時</p> </td> <td data-bbox="1724 201 1870 505"> <p>発電課長</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="983 505 1554 564"> <p>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="1554 505 1724 564"> <p>1ヶ月に1回</p> </td> <td data-bbox="1724 505 1870 564"> <p>発電課長</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="983 628 1202 663">条 件</th> <th data-bbox="1202 628 1713 663">要求される措置</th> <th data-bbox="1713 628 1870 663">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="983 663 1202 1042"> <p>A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※9</p> </td> <td data-bbox="1202 663 1713 1042"> <p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※10とともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1713 663 1870 1042"> <p>速やかに  3日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="983 1042 1202 1134"> <p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1202 1042 1713 1134"> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1713 1042 1870 1134"> <p>24時間  36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。                  ※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※11：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>	項 目	頻 度	担 当	<p>1. 非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)、ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	<p>定事検停止時</p>	<p>発電課長</p>	<p>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。</p>	<p>1ヶ月に1回</p>	<p>発電課長</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※9</p>	<p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※10とともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間</p>	<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	頻 度	担 当																		
<p>1. 非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)、ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	<p>定事検停止時</p>	<p>発電課長</p>																		
<p>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。</p>	<p>1ヶ月に1回</p>	<p>発電課長</p>																		
条 件	要求される措置	完了時間																		
<p>A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※9</p>	<p>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する※10とともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間</p>																		
<p>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>																		

変更前	変更後	理由																										
<p>(なし)</p>	<p>66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 228 1868 339"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型窒素ガス供給装置</td> <td>可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 403 1868 603"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運転 起動 高温停止</td> <td>可搬型窒素ガス供給装置</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。                  ※2：「66-12-1 常設代替交流電源設備」にて運転上の制限等を定める。                  ※3：「66-12-7 燃料補給設備」にて運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="981 786 1868 1337"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 可搬型窒素ガス供給装置の吐出圧力が <input type="text"/> kPa[gage]、流量が <input type="text"/> Nm<sup>3</sup>/h（窒素純度 <input type="text"/> vol%以上※4にて）であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁（A）、FCVSベントライン隔離弁（B）、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁、D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁およびS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：酸素濃度1%未満であることをもって確認する。</p>	項目	運転上の制限	可搬型窒素ガス供給装置	可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止	可搬型窒素ガス供給装置	1台	常設代替交流電源設備	※2	燃料補給設備	※3	項目	頻度	担当	1. 可搬型窒素ガス供給装置の吐出圧力が <input type="text"/> kPa[gage]、流量が <input type="text"/> Nm <sup>3</sup> /h（窒素純度 <input type="text"/> vol%以上※4にて）であることを確認する。	定事検停止時	防災課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁（A）、FCVSベントライン隔離弁（B）、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁、D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁およびS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																											
可搬型窒素ガス供給装置	可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であること※1																											
適用される原子炉の状態	設備	所要数																										
運転 起動 高温停止	可搬型窒素ガス供給装置	1台																										
	常設代替交流電源設備	※2																										
	燃料補給設備	※3																										
項目	頻度	担当																										
1. 可搬型窒素ガス供給装置の吐出圧力が <input type="text"/> kPa[gage]、流量が <input type="text"/> Nm <sup>3</sup> /h（窒素純度 <input type="text"/> vol%以上※4にて）であることを確認する。	定事検停止時	防災課長																										
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																										
3. ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、FCVSベントライン隔離弁（A）、FCVSベントライン隔離弁（B）、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁、D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁およびS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																										

変更前	変更後		理由	
	(3) 要求される措置		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>		<u>完了時間</u>
	A. <u>可搬型窒素ガス供給装置が動作不能の場合</u>	A1. 発電課長は、 <u>残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※5</sup>とともに、その他の設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u>		<u>速やかに</u>
		および A2. 発電課長は、 <u>可燃性ガス濃度制御系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>※7</sup>が動作可能であることを確認する。</u>		<u>速やかに</u>
		および A3. 防災課長は、 <u>代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>		<u>3日間</u>
		および A4. 防災課長は、 <u>当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>		<u>10日間</u>
	B. <u>条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. 発電課長は、 <u>高温停止にする。</u>		<u>24時間</u>
		および B2. 発電課長は、 <u>冷温停止にする。</u>	<u>36時間</u>	
	※5：運転中のポンプについては、 <u>運転状態により確認する。</u>			
	※6：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、 <u>至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u>			
	※7：残りの可燃性ガス濃度制御系1系列をいい、 <u>至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u>			
	※8：代替品の補充等をいう。			

変更前	変更後	理由																						
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-5-4 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 226 1868 331"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 226 1245 264">項目</th> <th data-bbox="1245 226 1868 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 264 1245 331">原子炉補機代替冷却水系</td> <td data-bbox="1245 264 1868 331">原子炉補機代替冷却水系2系列<sup>*1</sup>が動作可能であること<sup>*2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 363 1868 638"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 363 1173 427">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1173 363 1644 427">設備</th> <th data-bbox="1644 363 1868 427">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 427 1173 478">運 転</td> <td data-bbox="1173 427 1644 478">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1644 427 1868 478">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 478 1173 529">起 動</td> <td data-bbox="1173 478 1644 529">熱交換器ユニット</td> <td data-bbox="1644 478 1868 529">1台×2<sup>*4</sup><sup>*5</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 529 1173 580">高温停止</td> <td data-bbox="1173 529 1644 580">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1644 529 1868 580">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 580 1173 632">冷温停止</td> <td data-bbox="1173 580 1644 632">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1644 580 1868 632">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 632 1173 638">燃料交換</td> <td data-bbox="1173 632 1644 638"></td> <td data-bbox="1644 632 1868 638"></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、熱交換器ユニット1台およびホースをいう。</p> <p>※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却水系<sup>*8</sup>のA系およびB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁および接続口を含む流路を構成できることを含む。</p> <p>なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却水系（接続口含む。）は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、A系およびB系の計2系列、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換においては、A系またはB系どちらか1系列とする。</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：熱交換器ユニットは、第1保管エリアおよび第3保管エリアに1セットずつ分散配置されていること。</p> <p>※5：淡水ポンプおよび除熱ヘッダを含む。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：原子炉補機冷却水系のA系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。動作不能時は、「66-5-5 代替循環冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>また、当該系統が動作不能時は、「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」の運転上の制限も確認する。</p>	項目	運転上の制限	原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系2系列 <sup>*1</sup> が動作可能であること <sup>*2</sup>	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3	起 動	熱交換器ユニット	1台×2 <sup>*4</sup> <sup>*5</sup>	高温停止	常設代替交流電源設備	※6	冷温停止	燃料補給設備	※7	燃料交換			<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																							
原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系2系列 <sup>*1</sup> が動作可能であること <sup>*2</sup>																							
適用される原子炉の状態	設備	所要数																						
運 転	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3																						
起 動	熱交換器ユニット	1台×2 <sup>*4</sup> <sup>*5</sup>																						
高温停止	常設代替交流電源設備	※6																						
冷温停止	燃料補給設備	※7																						
燃料交換																								

変更前	変更後			理由															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="981 162 1868 635"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 162 1554 204">項目</th> <th data-bbox="1554 162 1711 204">頻度</th> <th data-bbox="1711 162 1868 204">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 204 1554 290"> <p>1. 熱交換器ユニットの淡水ポンプの流量および揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が <math>\square</math> m 以上。</p> </td> <td data-bbox="1554 204 1711 290">2年に1回</td> <td data-bbox="1711 204 1868 290">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 290 1554 450"> <p>2. RCW常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW常用冷却水供給側分離弁(B)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(B)、RCW代替冷却水不要負荷分離弁(A)、およびRCW代替冷却水不要負荷分離弁(B)が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p> </td> <td data-bbox="1554 290 1711 450">定事検停止時</td> <td data-bbox="1711 290 1868 450">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 450 1554 497"> <p>3. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="1554 450 1711 497">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1711 450 1868 497">防災課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 497 1554 635"> <p>4. RHR熱交換器(A)冷却水出口弁、RHR熱交換器(B)冷却水出口弁、FPC熱交換器(A)冷却水出口弁およびFPC熱交換器(B)冷却水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p> </td> <td data-bbox="1554 497 1711 635">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1711 497 1868 635">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	<p>1. 熱交換器ユニットの淡水ポンプの流量および揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が <math>\square</math> m 以上。</p>	2年に1回	原子炉課長	<p>2. RCW常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW常用冷却水供給側分離弁(B)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(B)、RCW代替冷却水不要負荷分離弁(A)、およびRCW代替冷却水不要負荷分離弁(B)が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	定事検停止時	発電課長	<p>3. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	防災課長	<p>4. RHR熱交換器(A)冷却水出口弁、RHR熱交換器(B)冷却水出口弁、FPC熱交換器(A)冷却水出口弁およびFPC熱交換器(B)冷却水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																	
<p>1. 熱交換器ユニットの淡水ポンプの流量および揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で揚程が <math>\square</math> m 以上。</p>	2年に1回	原子炉課長																	
<p>2. RCW常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW常用冷却水供給側分離弁(B)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW常用冷却水戻り側分離弁(B)、RCW代替冷却水不要負荷分離弁(A)、およびRCW代替冷却水不要負荷分離弁(B)が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	定事検停止時	発電課長																	
<p>3. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。</p>	3ヶ月に1回	防災課長																	
<p>4. RHR熱交換器(A)冷却水出口弁、RHR熱交換器(B)冷却水出口弁、FPC熱交換器(A)冷却水出口弁およびFPC熱交換器(B)冷却水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</p>	1ヶ月に1回	発電課長																	

変更前	変更後			理由
	(3) 要求される措置			
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
	運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 防災課長は、残りの原子炉補機代替冷却水系が動作可能であることを確認する。 および	速やかに
			A2. 発電課長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。 および	速やかに
			A3. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。 または	10日間
			A3. 2. 防災課長は、代替措置 <sup>*12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および	10日間
	運 転 起 動 高温停止	B. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が1系列未満の場合	B1. 発電課長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。 および	速やかに
			B2. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。 または	3日間
			B2. 2. 防災課長は、代替措置 <sup>*12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および	3日間
	運 転 起 動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管または弁が動作不能の場合	C1. 発電課長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 および	速やかに
C2. 発電課長は、原子炉補機冷却水系B系を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*13</sup> が動作可能であることを確認する。 および			速やかに	
C3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			10日間	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）



変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
運 転 起 動 高 温 停 止	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管または弁が動作不能の場合	D1. 発電課長は、原子炉補機冷却水系A系を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※13</sup> が動作可能であることを確認する。 および D2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに    10日間		
	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、低温停止にする。	2.4時間  3.6時間		
冷 温 停 止 燃 料 交 換	A. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満の場合 または 原子炉補機冷却水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	A1. 発電課長または防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに		
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：残りの原子炉補機冷却水系1系列、原子炉補機冷却海水系2系列および非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：大容量送水ポンプ（タイプI）にて原子炉補機冷却水系の淡水側に海水直接通水を行う除熱をいう。</p> <p>※12：代替品の補充等。</p> <p>※13：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系1系列および非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

変更前	変更後	理由																				
<p>(なし)</p>	<p>66-5-5 代替循環冷却系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 226 1868 331"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 226 1279 264">項目</th> <th data-bbox="1279 226 1868 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 264 1279 331">代替循環冷却系</td> <td data-bbox="1279 264 1868 331">代替循環冷却系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 363 1868 660"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 363 1189 427">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1189 363 1644 427">設備</th> <th data-bbox="1644 363 1868 427">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 427 1189 478" rowspan="6" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td data-bbox="1189 427 1644 466">代替循環冷却ポンプ※3</td> <td data-bbox="1644 427 1868 466" style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 466 1644 504">サブプレッションチェンバ</td> <td data-bbox="1644 466 1868 504" style="text-align: center;">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 504 1644 542">原子炉補機代替冷却水系</td> <td data-bbox="1644 504 1868 542" style="text-align: center;">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 542 1644 580">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1644 542 1868 580" style="text-align: center;">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 580 1644 619">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1644 580 1868 619" style="text-align: center;">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 619 1644 660">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1644 619 1868 660" style="text-align: center;">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：代替循環冷却系の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」、「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）」、「第39条 非常用炉心冷却系 その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：代替循環冷却系ポンプは、「66-5-5 代替循環冷却系」および「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「第46条 サブプレッションプールの水位」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	代替循環冷却ポンプ※3	1台	サブプレッションチェンバ	※4	原子炉補機代替冷却水系	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	燃料補給設備	※8	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																					
代替循環冷却系	代替循環冷却系が動作可能であること※1※2																					
適用される原子炉の状態	設備	所要数																				
運 転 起 動 高 温 停 止	代替循環冷却ポンプ※3	1台																				
	サブプレッションチェンバ	※4																				
	原子炉補機代替冷却水系	※5																				
	常設代替交流電源設備	※6																				
	代替所内電気設備	※7																				
	燃料補給設備	※8																				

変更前	変更後			理由																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="981 165 1868 919"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 165 1570 209">項目</th> <th data-bbox="1570 165 1727 209">頻度</th> <th data-bbox="1727 165 1868 209">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 209 1570 272">1. 代替循環冷却ポンプの流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1570 209 1727 272">定事検停止時</td> <td data-bbox="1727 209 1868 272">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 272 1570 363">2. RHR MUWC連絡第一弁およびRHR MUWC連絡第二弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1570 272 1727 363">定事検停止時</td> <td data-bbox="1727 272 1868 363">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 363 1570 491">3. T/B緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁およびR/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1570 363 1727 491">定事検停止時</td> <td data-bbox="1727 363 1868 491">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 491 1570 555">4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1570 491 1727 555">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1727 491 1868 555">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 555 1570 767">5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、RHR A系LPCI注入隔離弁、RHR熱交換器(A)バイパス弁、RHR A系格納容器スプレイ隔離弁およびRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1570 555 1727 767">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1727 555 1868 767">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="981 767 1570 919">6. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR B系LPCI注入隔離弁およびRHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1570 767 1727 919">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1727 767 1868 919">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 代替循環冷却ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. RHR MUWC連絡第一弁およびRHR MUWC連絡第二弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	3. T/B緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁およびR/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、RHR A系LPCI注入隔離弁、RHR熱交換器(A)バイパス弁、RHR A系格納容器スプレイ隔離弁およびRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	6. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR B系LPCI注入隔離弁およびRHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																							
1. 代替循環冷却ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長																							
2. RHR MUWC連絡第一弁およびRHR MUWC連絡第二弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																							
3. T/B緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁およびR/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長																							
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																							
5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、RHR A系LPCI注入隔離弁、RHR熱交換器(A)バイパス弁、RHR A系格納容器スプレイ隔離弁およびRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																							
6. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR B系LPCI注入隔離弁およびRHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																							

変更前	変更後			理由	
	(3) 要求される措置			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>		<u>完了時間</u>
	<u>運転起動 高温停止</u>	<u>A. 代替循環冷却系が動作不能の場合</u>	<u>A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>とともに、その他の設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A2. 発電課長は、低圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>		<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>3日間</u>
		<u>B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u> <u>および</u> <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u>		<u>24時間</u>  <u>36時間</u>
	<p><u>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</u></p>				
	<p><u>※10：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</u></p>				

変更前	変更後	理由																
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-5-6 原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="981 228 1868 360"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 228 1301 268">項 目</th> <th data-bbox="1301 228 1868 268">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 268 1301 360">原子炉格納容器内の水素濃度 および 酸素濃度の監視</td> <td data-bbox="1301 268 1868 360">原子炉格納容器内水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="981 389 1868 608"> <thead> <tr> <th data-bbox="981 389 1301 453">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1301 389 1644 453">設 備</th> <th data-bbox="1644 389 1868 453">所 要 数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="981 453 1301 493" rowspan="4" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1301 453 1644 493">格納容器内水素濃度 (D/W)</td> <td data-bbox="1644 453 1868 493">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1301 493 1644 533">格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td data-bbox="1644 493 1868 533">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1301 533 1644 572">格納容器内雰囲気水素濃度</td> <td data-bbox="1644 533 1868 572">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1301 572 1644 608">格納容器内雰囲気酸素濃度</td> <td data-bbox="1644 572 1868 608">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。          なお、格納容器内雰囲気酸素濃度は、「第48条 格納容器の酸素濃度」と兼ねる。動作不能時は、運転上の制限も確認する。</p>	項 目	運 転 上 の 制 限	原子炉格納容器内の水素濃度 および 酸素濃度の監視	原子炉格納容器内水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数	運 転 起 動 高温停止	格納容器内水素濃度 (D/W)	※1	格納容器内水素濃度 (S/C)	※1	格納容器内雰囲気水素濃度	※1	格納容器内雰囲気酸素濃度	※1	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限																	
原子炉格納容器内の水素濃度 および 酸素濃度の監視	原子炉格納容器内水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であること																	
適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数																
運 転 起 動 高温停止	格納容器内水素濃度 (D/W)	※1																
	格納容器内水素濃度 (S/C)	※1																
	格納容器内雰囲気水素濃度	※1																
	格納容器内雰囲気酸素濃度	※1																

変更前	変更後	理由																				
<p>(なし)</p>	<p>表6-6-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>6-6-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1865 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1229 328">項 目</th> <th data-bbox="1229 288 1865 328">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 328 1229 395">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）</td> <td data-bbox="1229 328 1865 395">原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1 ※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 424 1865 722"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 424 1196 488">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1196 424 1615 488">設 備</th> <th data-bbox="1615 424 1865 488">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 488 1196 528" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1196 488 1615 528">復水移送ポンプ※3</td> <td data-bbox="1615 488 1865 528">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 528 1615 568">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1615 528 1865 568">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 568 1615 608">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1615 568 1865 608">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 608 1615 647">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1615 608 1865 647">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 647 1615 687">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1615 647 1865 687">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 687 1615 722">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1615 687 1865 722">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）のスプレイラインは、「6-6-5-5 代替循環冷却系」、「6-6-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」、「6-6-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」、「第3.9条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：復水移送ポンプは、「6-6-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「6-6-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」および「6-6-7-1 格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「6-6-1.1-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「6-6-1.2-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「6-6-1.2-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「6-6-1.2-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「6-6-1.2-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1 ※2	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台	復水貯蔵タンク	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	所内常設蓄電式直流電源設備	※8	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																					
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1 ※2																					
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																				
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台																				
	復水貯蔵タンク	※4																				
	常設代替交流電源設備	※5																				
	可搬型代替交流電源設備	※6																				
	代替所内電気設備	※7																				
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8																				

変更前	変更後	理由															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 199 1859 845"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 199 1585 231">項目</th> <th data-bbox="1585 199 1724 231">頻度</th> <th data-bbox="1724 199 1859 231">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 231 1585 327">1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m<sup>3</sup>/h以上で、揚程が□m以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が□m<sup>3</sup>/h以上確保可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1585 231 1724 327">定事検停止時</td> <td data-bbox="1724 231 1859 327">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 327 1585 478">2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F緊急時隔離弁, R/B 1F緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1585 327 1724 478">定事検停止時</td> <td data-bbox="1724 327 1859 478">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 478 1585 566">3. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, 復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する<sup>※9</sup>。</td> <td data-bbox="1585 478 1724 566">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 478 1859 566">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 566 1585 845">4. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, MUWCサンプリング取出止め弁, FPMUWポンプ吸込弁, RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁, RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁, RHR A系格納容器スプレイ隔離弁, RHR B系格納容器スプレイ隔離弁, RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁およびRHR B系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1585 566 1724 845">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 566 1859 845">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1008 853 1556 877">※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が□m <sup>3</sup> /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F緊急時隔離弁, R/B 1F緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	3. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, 復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, MUWCサンプリング取出止め弁, FPMUWポンプ吸込弁, RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁, RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁, RHR A系格納容器スプレイ隔離弁, RHR B系格納容器スプレイ隔離弁, RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁およびRHR B系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が□m <sup>3</sup> /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	発電課長															
2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F緊急時隔離弁, R/B 1F緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長															
3. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, 復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> 。	1ヶ月に1回	発電課長															
4. 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止において, MUWCサンプリング取出止め弁, FPMUWポンプ吸込弁, RHRヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁, RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁, RHR A系格納容器スプレイ隔離弁, RHR B系格納容器スプレイ隔離弁, RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁およびRHR B系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長															

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1008 199 1870 630"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 199 1187 231">条 件</th> <th data-bbox="1187 199 1736 231">要求される措置</th> <th data-bbox="1736 199 1870 231">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 231 1187 502">A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1187 231 1736 502">                     A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。                      および                      A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。                      および                      A3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="1736 231 1870 502">                     速やかに                        3日間                        30日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 502 1187 630">B. 条件 A で要求される措置を完了時間に達成できない場合</td> <td data-bbox="1187 502 1736 630">                     B1. 発電課長は、高温停止にする。                      および                      B2. 発電課長は、低温停止にする。                 </td> <td data-bbox="1736 502 1870 630">                     2.4時間                       3.6時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※11：起動した格納容器スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※12：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）をいう（時間短縮の補完措置を含む。）。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> とともに、その他の設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに   3日間   30日間	B. 条件 A で要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	2.4時間  3.6時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※10</sup> とともに、その他の設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに   3日間   30日間									
B. 条件 A で要求される措置を完了時間に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	2.4時間  3.6時間									



変更前	変更後	理由																								
<p>(なし)</p>	<p>66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 223 1870 327"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）</td> <td>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること ※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 359 1870 614"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</td> <td>大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。</p> <p>※2：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 1037 1870 1141"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td style="text-align: center;">＝</td> <td style="text-align: center;">＝</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること ※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3	燃料補給設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	項目	頻度	担当	(項目なし)	＝	＝	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																									
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること ※1※2																									
適用される原子炉の状態	設備	所要数																								
運 転 起 動 高 温 停 止	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3																								
	燃料補給設備	※4																								
	常設代替交流電源設備	※5																								
	可搬型代替交流電源設備	※6																								
	代替所内電気設備	※7																								
項目	頻度	担当																								
(項目なし)	＝	＝																								

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 199 1178 226">条 件</th> <th data-bbox="1178 199 1738 226">要求される措置</th> <th data-bbox="1738 199 1863 226">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 226 1178 504"> <u>A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1178 226 1738 504"> <u>A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</u>                      および  <u>A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。</u>                      および  <u>A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="1738 226 1863 504"> <u>速やかに</u>   <u>3日間</u>   <u>30日間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 504 1178 657"> <u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1178 504 1738 657"> <u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u>                      および  <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u> </td> <td data-bbox="1738 504 1863 657"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                      ※9：起動した格納容器スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                      ※10：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<u>A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)が動作不能の場合</u>	<u>A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>	<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u> および <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
<u>A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)が動作不能の場合</u>	<u>A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および <u>A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>30日間</u>									
<u>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>B1. 発電課長は、高温停止にする。</u> および <u>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>									

変更前	変更後	理由																				
<p>(なし)</p>	<p>表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1865 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1283 331">項 目</th> <th data-bbox="1283 288 1865 331">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 331 1283 395">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）</td> <td data-bbox="1283 331 1865 395">原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること<sup>※1※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 427 1865 756"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 427 1193 491">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1193 427 1637 491">設 備</th> <th data-bbox="1637 427 1865 491">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 491 1193 534" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1193 491 1637 534">復水移送ポンプ<sup>※3</sup></td> <td data-bbox="1637 491 1865 534" style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 534 1637 577">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1637 534 1865 577" style="text-align: center;">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 577 1637 620">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1637 577 1865 620" style="text-align: center;">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 620 1637 663">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1637 620 1865 663" style="text-align: center;">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 663 1637 707">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1637 663 1865 707" style="text-align: center;">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 707 1637 756">所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td data-bbox="1637 707 1865 756" style="text-align: center;">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」および「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」および「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）	原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること <sup>※1※2</sup>	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ <sup>※3</sup>	1台	復水貯蔵タンク	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	所内常設蓄電式直流電源設備	※8	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																					
原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）	原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作可能であること <sup>※1※2</sup>																					
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																				
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ <sup>※3</sup>	1台																				
	復水貯蔵タンク	※4																				
	可搬型代替交流電源設備	※5																				
	常設代替交流電源設備	※6																				
	代替所内電気設備	※7																				
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8																				

変更前	変更後	理由															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 165 1572 197">項目</th> <th data-bbox="1572 165 1724 197">頻度</th> <th data-bbox="1724 165 1877 197">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 197 1572 293">1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m<sup>3</sup>/h以上で、揚程が□m以上および流量が□m<sup>3</sup>/h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1572 197 1724 293">定事検停止時</td> <td data-bbox="1724 197 1877 293">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 293 1572 443">2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1572 293 1724 443">定事検停止時</td> <td data-bbox="1724 293 1877 443">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 443 1572 517">3. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する*9。</td> <td data-bbox="1572 443 1724 517">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 443 1877 517">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 517 1572 699">4. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、MU WCサンプリング取出止め弁, F PMUWポンプ吸込弁, 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁および原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1572 517 1724 699">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 517 1877 699">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	頻度	担当	1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上および流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	3. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する*9。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、MU WCサンプリング取出止め弁, F PMUWポンプ吸込弁, 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁および原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当															
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上および流量が□m <sup>3</sup> /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長															
2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長															
3. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する*9。	1ヶ月に1回	発電課長															
4. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、MU WCサンプリング取出止め弁, F PMUWポンプ吸込弁, 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁および原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長															

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1187 199">条 件</th> <th data-bbox="1187 167 1724 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1724 167 1870 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 199 1187 502"> <p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1187 199 1724 502"> <p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長または防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1724 199 1870 502"> <p>速やかに  3日間  30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 502 1187 630"> <p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1187 502 1724 630"> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1724 502 1870 630"> <p>24時間  36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※10：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※11：非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※12：原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環ポンプ）または原子炉格納容器下部注水系（可搬型）をいう。（時間短縮の補完措置を含む。）</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長または防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  30日間</p>	<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
<p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※10</sup>とともに、その他の設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長または防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※12</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  30日間</p>									
<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>									

変更前	変更後	理由																		
<p>(なし)</p>	<p>66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1865 359"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1296 264">項 目</th> <th data-bbox="1296 228 1865 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1296 359">原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）</td> <td data-bbox="1296 264 1865 359">原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 387 1865 675"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 387 1189 451">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1189 387 1702 451">設 備</th> <th data-bbox="1702 387 1865 451">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 451 1189 496" rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1189 451 1702 496">代替循環冷却ポンプ※3</td> <td data-bbox="1702 451 1865 496" style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 496 1702 542">サブプレッションチェンバ</td> <td data-bbox="1702 496 1865 542" style="text-align: center;">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 542 1702 587">原子炉補機代替冷却水系</td> <td data-bbox="1702 542 1865 587" style="text-align: center;">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 587 1702 633">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1702 587 1865 633" style="text-align: center;">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1189 633 1702 675">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1702 633 1865 675" style="text-align: center;">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の注水ラインは、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」および「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：代替循環冷却ポンプは、「66-5-5 代替循環冷却系」および「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：「第46条 サブプレッションプールの水位」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	代替循環冷却ポンプ※3	1台	サブプレッションチェンバ	※4	原子炉補機代替冷却水系	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																			
原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作可能であること※1※2																			
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																		
運 転 起 動 高温停止	代替循環冷却ポンプ※3	1台																		
	サブプレッションチェンバ	※4																		
	原子炉補機代替冷却水系	※5																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	代替所内電気設備	※7																		

変更前	変更後	理由															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 167 1579 199">項目</th> <th data-bbox="1579 167 1729 199">頻度</th> <th data-bbox="1729 167 1879 199">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 199 1579 272">1. 代替循環冷却ポンプ1台運転にて流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1579 199 1729 272">定事検停止時</td> <td data-bbox="1729 199 1879 272">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 272 1579 427">2. RHR MUWC連絡第一弁, RHR MUWC連絡第二弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁および R/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1579 272 1729 427">定事検停止時</td> <td data-bbox="1729 272 1879 427">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 427 1579 528">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1579 427 1729 528">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1729 427 1879 528">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 528 1579 710">4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁および原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1579 528 1729 710">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1729 528 1879 710">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 代替循環冷却ポンプ1台運転にて流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長	2. RHR MUWC連絡第一弁, RHR MUWC連絡第二弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁および R/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁および原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当															
1. 代替循環冷却ポンプ1台運転にて流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長															
2. RHR MUWC連絡第一弁, RHR MUWC連絡第二弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁および R/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長															
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長															
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁および原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長															

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1187 199">条 件</th> <th data-bbox="1187 167 1724 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1724 167 1870 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 199 1187 470"> <p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合</p> </td> <td data-bbox="1187 199 1724 470"> <p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="1724 199 1870 470"> <p>速やかに  3日間  30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 470 1187 598"> <p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p> </td> <td data-bbox="1187 470 1724 598"> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="1724 470 1870 598"> <p>24時間  36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※9：非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※10：原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  30日間</p>	<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
<p>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに  3日間  30日間</p>									
<p>B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>									



変更前	変更後	理由																								
<p>(なし)</p>	<p>66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1863 331"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 226 1279 264">項目</th> <th data-bbox="1279 226 1863 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1279 331">原子炉格納容器下部注水系（可搬型）</td> <td data-bbox="1279 264 1863 331">原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 363 1863 622"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 363 1205 427">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1205 363 1727 427">設備</th> <th data-bbox="1727 363 1863 427">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 427 1205 466" rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1205 427 1727 466">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1727 427 1863 466">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 466 1727 504">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1727 466 1863 504">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 504 1727 542">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1727 504 1863 542">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 542 1727 580">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1727 542 1863 580">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 580 1727 622">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1727 580 1863 622">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。</p> <p>※2：原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」および「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 1077 1863 1185"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 1077 1570 1121">項目</th> <th data-bbox="1570 1077 1727 1121">頻 度</th> <th data-bbox="1727 1077 1863 1121">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 1121 1570 1185">(項目なし)</td> <td data-bbox="1570 1121 1727 1185" style="text-align: center;">＝</td> <td data-bbox="1727 1121 1863 1185" style="text-align: center;">＝</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3	燃料補給設備	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	項目	頻 度	担 当	(項目なし)	＝	＝	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																									
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2																									
適用される原子炉の状態	設備	所要数																								
運 転 起 動 高温停止	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3																								
	燃料補給設備	※4																								
	可搬型代替交流電源設備	※5																								
	常設代替交流電源設備	※6																								
	代替所内電気設備	※7																								
項目	頻 度	担 当																								
(項目なし)	＝	＝																								

変更前	変更後	理由									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1008 167 1870 606"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 167 1176 207">条 件</th> <th data-bbox="1176 167 1724 207">要求される措置</th> <th data-bbox="1724 167 1870 207">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 207 1176 478">A. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1176 207 1724 478">                     A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>とともに、その他の設備<sup>※9</sup>が動作可能であることを確認する。                      および                      A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※10</sup>が動作可能であることを確認する。                      および                      A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。                 </td> <td data-bbox="1724 207 1870 478">                     速やかに                        3日間                       3.0日間                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 478 1176 606">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1176 478 1724 606">                     B1. 発電課長は、高温停止にする。                      および                      B2. 発電課長は、冷温停止にする。                 </td> <td data-bbox="1724 478 1870 606">                     2.4時間                       3.6時間                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。                  ※9：非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。                  ※10：原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）または原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）をいう。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   3日間  3.0日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	2.4時間  3.6時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間									
A. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   3日間  3.0日間									
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	2.4時間  3.6時間									

変更前	変更後	理由																						
(なし)	<p>表6-6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>6-6-8-1 静的触媒式水素再結合装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 395"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>静的触媒式水素再結合装置</td> <td>静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 422 1870 638"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※1</sup></td> <td>静的触媒式水素再結合装置</td> <td>19個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※2：「6-6-1-3-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 877 1870 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換<sup>※3</sup>において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>	項目	運転上の制限	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※1</sup>	静的触媒式水素再結合装置	19個		静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※2	項目	頻度	担当	1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>※3</sup> において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																							
静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること																							
適用される原子炉の状態	設備	所要数																						
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※1</sup>	静的触媒式水素再結合装置	19個																						
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※2																						
項目	頻度	担当																						
1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長																						
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>※3</sup> において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																						

変更前	変更後			理由
	(3) 要求される措置			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
<u>運転起動 高温停止</u>	A. <u>動作可能な静的触媒式水素再結合装置が所要数を満足していない場合</u>	A1. 発電課長は、 <u>低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※4</sup>とともに、その他の設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A2. 発電課長は、 <u>当該機能を補完する自主対策設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A3. 発電課長は、 <u>当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに  3日間  10日間	
	B. <u>条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. 発電課長は、 <u>高温停止にする。</u> および B2. 発電課長は、 <u>低温停止にする。</u>	24時間  36時間	
<u>低温停止 燃料交換<sup>※7</sup></u>	A. <u>動作可能な静的触媒式水素再結合装置が所要数を満足していない場合</u>	A1. 発電課長は、 <u>当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A2. 発電課長は、 <u>第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>※5</sup>とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する<sup>※8</sup>。</u> および A3. 発電課長は、 <u>当該機能を補完する自主対策設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A4. 発電課長は <u>使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であることおよび水温が65℃以下であることを確認する。</u>	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
<p>※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※5：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※6：原子炉建屋ベント設備をいう。</p> <p>※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                      (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                      (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※8：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>				

変更前	変更後	理由																			
<p>(なし)</p>	<p>66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1865 335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1317 268">項 目</th> <th data-bbox="1317 228 1865 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 268 1317 335">原子炉建屋内の水素濃度監視</td> <td data-bbox="1317 268 1865 335">原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 365 1865 612"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 365 1218 459">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1218 365 1664 459">設 備</th> <th data-bbox="1664 365 1865 459">動作可能 であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 459 1218 612">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td data-bbox="1218 459 1664 612">原子炉建屋内水素濃度</td> <td data-bbox="1664 459 1865 612">7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 762 1865 951"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 762 1550 802">項 目</th> <th data-bbox="1550 762 1713 802">頻 度</th> <th data-bbox="1713 762 1865 802">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 802 1550 858">1. チャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="1550 802 1713 858">定事検停止時</td> <td data-bbox="1713 802 1865 858">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 858 1550 951">2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換<sup>*2</sup>において、動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td data-bbox="1550 858 1713 951">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1713 858 1865 951">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>	項 目	運転上の制限	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	動作可能 であるべき チャンネル数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>*1</sup>	原子炉建屋内水素濃度	7	項 目	頻 度	担 当	1. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																				
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であること																				
適用される 原子炉の状態	設 備	動作可能 であるべき チャンネル数																			
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>*1</sup>	原子炉建屋内水素濃度	7																			
項 目	頻 度	担 当																			
1. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長																			
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																			

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	<u>運転起動 高温停止</u>	A. <u>動作可能な原子炉建屋水素濃度監視設備がチャンネル数を満足していない場合</u>  B. <u>原子炉建屋燃料取替床の原子炉建屋内水素濃度監視設備2チャンネル動作不能の場合</u> または <u>原子炉建屋内水素濃度監視設備がすべて動作不能の場合</u>	A1. 1. <u>発電課長は、他チャンネルの原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。</u> または A1. 2. <u>発電課長は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置が動作可能であることを確認する。</u> および A2. <u>発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>  B1. <u>発電課長は、原子炉格納容器内の水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。</u> および B2. <u>発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>30日間</u>  <u>速やかに</u>  <u>3日間</u>	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
		C. <u>条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	C1. <u>発電課長は、高温停止にする。</u> および C2. <u>発電課長は、低温停止にする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	
	<u>低温停止 燃料交換<sup>※3</sup></u>	A. <u>動作可能な原子炉建屋内水素濃度監視設備がチャンネル数を満足していない場合</u>	A1. <u>発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>	
<p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p>					
<p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p>					
<p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>					

変更前	変更後	理由																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備</p> <p>66-9-1 燃料プール代替注水系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1865 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1296 328">項 目</th> <th data-bbox="1296 288 1865 328">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 328 1296 395">燃料プール代替注水系</td> <td data-bbox="1296 328 1865 395">燃料プール代替注水系（常設配管）<sup>※1</sup>および燃料プール代替注水系（可搬型）が動作可能であること<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 456 1865 596"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 456 1296 520">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1296 456 1686 520">設 備</th> <th data-bbox="1686 456 1865 520">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 520 1296 560">使用済燃料プールに照射され</td> <td data-bbox="1296 520 1686 560">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1686 520 1865 560">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 560 1296 596">た燃料を貯蔵している期間</td> <td data-bbox="1296 560 1686 596">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1686 560 1865 596">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：当該系統に期待されている機能を達成するための使用済燃料プールまでの配管，系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。</p> <p>※2：サイフォン防止機能を含む。</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 991 1865 1134"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 991 1615 1031">項 目</th> <th data-bbox="1615 991 1740 1031">頻 度</th> <th data-bbox="1740 991 1865 1031">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 1031 1615 1134"><u>(項目なし)</u></td> <td data-bbox="1615 1031 1740 1134" style="text-align: center;">＝</td> <td data-bbox="1740 1031 1865 1134" style="text-align: center;">＝</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系（常設配管） <sup>※1</sup> および燃料プール代替注水系（可搬型）が動作可能であること <sup>※2</sup>	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	使用済燃料プールに照射され	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3	た燃料を貯蔵している期間	燃料補給設備	※4	項 目	頻 度	担 当	<u>(項目なし)</u>	＝	＝	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																				
燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系（常設配管） <sup>※1</sup> および燃料プール代替注水系（可搬型）が動作可能であること <sup>※2</sup>																				
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																			
使用済燃料プールに照射され	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3																			
た燃料を貯蔵している期間	燃料補給設備	※4																			
項 目	頻 度	担 当																			
<u>(項目なし)</u>	＝	＝																			

変更前	変更後		理由	
	(3) 要求される措置		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
条 件	要求される措置	完了時間		
A. 燃料プール代替注水系（常設配管）が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに     速やかに   速やかに		
B. 燃料プール代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および B3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*6</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。	速やかに   速やかに   速やかに		
C. 燃料プール代替注水系（常設配管）および燃料プール代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	C1. 1. 防災課長は、燃料プール代替注水系（常設配管）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 または C1. 2. 防災課長は、燃料プール代替注水系（可搬型）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および C3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段 <sup>*7</sup> が確保されていることを確認する。	速やかに   速やかに   速やかに   速やかに		
※5：燃料プール代替注水系（可搬型）をいう。				
※6：燃料プール代替注水系（常設配管）をいう。				
※7：ろ過水系による注水をいう。				



変更前	変更後	理由																				
<p>(なし)</p>	<p>66-9-2 燃料プールスプレイ系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1865 336"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1296 268">項 目</th> <th data-bbox="1296 228 1865 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 268 1296 336">燃料プールスプレイ系</td> <td data-bbox="1296 268 1865 336">燃料プールスプレイ系（常設配管）<sup>※1</sup>および燃料プールスプレイ系（可搬型）が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 395 1865 576"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 395 1296 459">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1296 395 1715 459">設 備</th> <th data-bbox="1715 395 1865 459">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 459 1296 576" rowspan="3">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</td> <td data-bbox="1296 459 1715 499">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1715 459 1865 499">※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1296 499 1715 539">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1715 499 1865 539">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1296 539 1715 576">スプレイノズル</td> <td data-bbox="1715 539 1865 576">12個<sup>※4</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：当該系統に期待されている機能を達成するための使用済燃料プールまでの配管，系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。</p> <p>※2：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：常設配管用6個（3個×2）および可搬型用6個（3個×2）をいう。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 879 1865 995"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 879 1615 927">項 目</th> <th data-bbox="1615 879 1749 927">頻 度</th> <th data-bbox="1749 879 1865 927">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 927 1615 995">1. スプレイノズルが使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="1615 927 1749 995">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1749 927 1865 995">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	燃料プールスプレイ系	燃料プールスプレイ系（常設配管） <sup>※1</sup> および燃料プールスプレイ系（可搬型）が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	大容量送水ポンプ（タイプI）	※2	燃料補給設備	※3	スプレイノズル	12個 <sup>※4</sup>	項 目	頻 度	担 当	1. スプレイノズルが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																					
燃料プールスプレイ系	燃料プールスプレイ系（常設配管） <sup>※1</sup> および燃料プールスプレイ系（可搬型）が動作可能であること																					
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																				
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	大容量送水ポンプ（タイプI）	※2																				
	燃料補給設備	※3																				
	スプレイノズル	12個 <sup>※4</sup>																				
項 目	頻 度	担 当																				
1. スプレイノズルが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																				

変更前	変更後		理由	
	(3) 要求される措置		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	条 件	要求される措置		完了時間
	A. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。		速やかに   速やかに  速やかに
	B. 燃料プールのスプレイ系（可搬型）が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および B3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを管理的手段により確認する。		速やかに  速やかに  速やかに
	C. 燃料プールのスプレイ系（常設配管）および燃料プールのスプレイ系（可搬型）が動作不能の場合	C1. 1. 防災課長は、燃料プールのスプレイ系（常設配管）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 または C1. 2. 防災課長は、燃料プールのスプレイ系（可搬型）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および C3. 防災課長は、使用済燃料プール内燃料体等にスプレイするための手段 <sup>※7</sup> が確保されていることを確認する。		速やかに  速やかに  速やかに  速やかに
	※5：燃料プールのスプレイ系（可搬型）をいう。			
	※6：燃料プールのスプレイ系（常設配管）をいう。			
	※7：化学消防自動車および大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系（常設配管）を用いたスプレイをいう。			

変更前	変更後	理由																														
<p>(なし)</p>	<p>66-9-3 使用済燃料プールの除熱</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1859 331"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 226 1310 263">項目</th> <th data-bbox="1310 226 1859 263">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 263 1310 331">使用済燃料プールの除熱</td> <td data-bbox="1310 263 1859 331">燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱※1が可能であること※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 363 1859 622"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 363 1310 422">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1310 363 1680 422">設備</th> <th data-bbox="1680 363 1859 422">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 422 1310 622" rowspan="5">使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</td> <td data-bbox="1310 422 1680 462">燃料プール冷却浄化系ポンプ</td> <td data-bbox="1680 422 1859 462">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 462 1680 502">燃料プール冷却浄化系熱交換器</td> <td data-bbox="1680 462 1859 502">1基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 502 1680 542">原子炉補機代替冷却水系</td> <td data-bbox="1680 502 1859 542">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 542 1680 582">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1680 542 1859 582">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 582 1680 622">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1680 582 1859 622">※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱とは、ろ過脱塩装置バイパス運転による除熱をいう。</p> <p>※2：必要な弁、配管およびスキマサージタンクを含む。</p> <p>※3：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 893 1859 1252"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 893 1568 941">項目</th> <th data-bbox="1568 893 1736 941">頻度</th> <th data-bbox="1736 893 1859 941">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 941 1568 1005">1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が <math>\square</math> m<sup>3</sup>/h 以上で、揚程が <math>\square</math> m 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1568 941 1736 1005">1年に1回</td> <td data-bbox="1736 941 1859 1005">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1005 1568 1189">2. FPCろ過脱塩装置入口第一弁、FPCろ過脱塩装置入口第二弁、FPC熱交換器(A)入口弁、FPC熱交換器(B)入口弁、FPCろ過脱塩装置出口弁およびFPCろ過脱塩装置バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td data-bbox="1568 1005 1736 1189">1年に1回</td> <td data-bbox="1736 1005 1859 1189">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1189 1568 1252">3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること※6を確認する。</td> <td data-bbox="1568 1189 1736 1252">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1736 1189 1859 1252">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>	項目	運転上の制限	使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱※1が可能であること※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却浄化系ポンプ	1台	燃料プール冷却浄化系熱交換器	1基	原子炉補機代替冷却水系	※3	常設代替交流電源設備	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	項目	頻度	担当	1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	1年に1回	発電課長	2. FPCろ過脱塩装置入口第一弁、FPCろ過脱塩装置入口第二弁、FPC熱交換器(A)入口弁、FPC熱交換器(B)入口弁、FPCろ過脱塩装置出口弁およびFPCろ過脱塩装置バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	発電課長	3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること※6を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																															
使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱※1が可能であること※2																															
適用される原子炉の状態	設備	所要数																														
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却浄化系ポンプ	1台																														
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	1基																														
	原子炉補機代替冷却水系	※3																														
	常設代替交流電源設備	※4																														
	可搬型代替交流電源設備	※5																														
項目	頻度	担当																														
1. 燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が $\square$ m <sup>3</sup> /h 以上で、揚程が $\square$ m 以上であることを確認する。	1年に1回	発電課長																														
2. FPCろ過脱塩装置入口第一弁、FPCろ過脱塩装置入口第二弁、FPC熱交換器(A)入口弁、FPC熱交換器(B)入口弁、FPCろ過脱塩装置出口弁およびFPCろ過脱塩装置バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	発電課長																														
3. 燃料プール冷却浄化系ポンプが起動すること※6を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																														

変更前	変更後	理由												
	<p data-bbox="1019 140 1209 167">(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1008 167 1881 446"> <thead> <tr> <th data-bbox="1019 172 1209 199">条 件</th> <th data-bbox="1209 172 1758 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1758 172 1870 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1019 204 1209 327">A. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができない場合</td> <td data-bbox="1209 204 1758 295">A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td data-bbox="1758 204 1870 295">速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1209 295 1758 383">A2. 発電課長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。</td> <td data-bbox="1758 295 1870 383">速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1209 383 1758 438">A3. 発電課長および防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</td> <td data-bbox="1758 383 1870 438">速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1008 454 1881 566">※7：燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水および残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が要求される措置A2の評価時間内に実施可能であることを確認する。燃料プール代替注水系については、ホースの事前接続等の補充措置を含む。残留熱除去系については管理的手段により確認する。</p>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができない場合	A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに		A2. 発電課長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。	速やかに		A3. 発電課長および防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに	<p data-bbox="1904 167 2116 279">原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間												
A. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができない場合	A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに												
	A2. 発電課長は、使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。	速やかに												
	A3. 発電課長および防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに												

変更前	変更後	理由																			
<p><u>(なし)</u></p>	<p>6.6-9-4 使用済燃料プール監視設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1879 347"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1290 272">項目</th> <th data-bbox="1290 228 1879 272">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 272 1290 347">使用済燃料プール監視設備</td> <td data-bbox="1290 272 1879 347">使用済燃料プール監視設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 379 1879 655"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 379 1238 472">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1238 379 1700 472">要素</th> <th data-bbox="1700 379 1879 472">動作可能 あるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 472 1238 517"></td> <td data-bbox="1238 472 1700 517"><u>使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）</u></td> <td data-bbox="1700 472 1879 517"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 517 1238 561"></td> <td data-bbox="1238 517 1700 561"><u>使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）</u></td> <td data-bbox="1700 517 1879 561"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 561 1238 606"><u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u></td> <td data-bbox="1238 561 1700 606"><u>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）</u></td> <td data-bbox="1700 561 1879 606"><u>1※1</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 606 1238 655"></td> <td data-bbox="1238 606 1700 655"><u>使用済燃料プール監視カメラ</u></td> <td data-bbox="1700 606 1879 655"><u>1</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1チャンネルとは、高線量および低線量の両方をいう。</p>	項目	運転上の制限	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	要素	動作可能 あるべき チャンネル数		<u>使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）</u>	<u>1</u>		<u>使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）</u>	<u>1</u>	<u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u>	<u>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）</u>	<u>1※1</u>		<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>	<u>1</u>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																				
使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プール監視設備が動作可能であること																				
適用される 原子炉の状態	要素	動作可能 あるべき チャンネル数																			
	<u>使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルス式）</u>	<u>1</u>																			
	<u>使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）</u>	<u>1</u>																			
<u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u>	<u>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）</u>	<u>1※1</u>																			
	<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>	<u>1</u>																			

変更前	変更後				理由												
	(2) 確認事項				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）												
	<u>要素</u>	<u>項目</u>	<u>頻度</u>	<u>担当</u>		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）											
	1. 使用済燃料プール水位 ／温度（ガイドパルス式）	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）										
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）									
	2. 使用済燃料プール水位 ／温度（ヒートサーモ式）	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長					原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）								
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長						原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）							
	3. 使用済燃料プール上部 空間放射線モニタ （高線量，低線量）	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長							原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）						
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長								原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）					
	4. 使用済燃料プール監視 カメラ	機能を確認する。	定事検停止時	電気課長									原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）				
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長										原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）			
	(3) 要求される措置														原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）		
	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>		<u>完了時間</u>												原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	A. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。		速やかに													原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
		および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。		速やかに													
および A3. 発電課長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。		速やかに	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）														

変更前	変更後	理由																												
<p>(なし)</p>	<p>表66-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <p>66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 422"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）</td> <td>放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 446 1870 678"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設 備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>大容量送水ポンプ（タイプII）</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>放水砲</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤混合装置</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-19-2 大容量送水ポンプ（タイプII）」において運転上の制限等を定める。                  ※2：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 798 1870 1085"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 放水砲が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）	放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水ポンプ（タイプII）	※1	放水砲	1台	泡消火薬剤混合装置	1台	燃料補給設備	※2	項 目	頻 度	担 当	1. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																													
放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）	放水設備（大気への拡散抑制設備）および放水設備（泡消火設備）が動作可能であること																													
適用される原子炉の状態	設 備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水ポンプ（タイプII）	※1																												
	放水砲	1台																												
	泡消火薬剤混合装置	1台																												
	燃料補給設備	※2																												
項 目	頻 度	担 当																												
1. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																												
2. 泡消火薬剤混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																												
3. 泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																												

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. 放水設備（大気への拡散抑制設備）または放水設備（泡消火設備）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※3</sup> とともに、その他の設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに	
および A4. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。			速やかに  3日間  10日間		
		B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 放水設備（大気への拡散抑制設備）または放水設備（泡消火設備）が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置 <sup>※5</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	
<p>※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p>					
<p>※4：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※5：代替品の補充等をいう。</p>					



変更前	変更後	理由																
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1865 335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1234 264">項 目</th> <th data-bbox="1234 228 1865 264">運 転 上 の 制 限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 264 1234 335">海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス)</td> <td data-bbox="1234 264 1865 335">所要数が使用可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 363 1865 580"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 363 1234 427">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1234 363 1650 427">設 備</th> <th data-bbox="1650 363 1865 427">所 要 数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 427 1234 580">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1234 427 1650 580">シルトフェンス※1</td> <td data-bbox="1650 427 1865 580">12本</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：南側排水路排水柵用（高さ5m×幅5m）：2本、タービン補機放水ビット用（高さ7m×幅5m）：2本、北側排水路排水柵用（高さ6m×幅11m）：2本、取水口用（高さ12m×幅20m）：6本</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 853 1865 970"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 853 1550 898">項 目</th> <th data-bbox="1550 853 1727 898">頻 度</th> <th data-bbox="1727 853 1865 898">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 898 1550 970">1. シルトフェンスについて、所要数が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="1550 898 1727 970">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1727 898 1865 970">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運 転 上 の 制 限	海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス)	所要数が使用可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	シルトフェンス※1	12本	項 目	頻 度	担 当	1. シルトフェンスについて、所要数が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運 転 上 の 制 限																	
海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス)	所要数が使用可能であること																	
適用される 原子炉の状態	設 備	所 要 数																
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	シルトフェンス※1	12本																
項 目	頻 度	担 当																
1. シルトフェンスについて、所要数が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																

変更前	変更後			理由
	(3) 要求される措置			
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
	運 転 起 動 高温停止	A. 海洋への拡散抑 制設備（シルト フェンス）が所 要数を満足して いない場合	A1. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、 動作可能であることを確認する <sup>※2</sup> とともに、 その他の設備 <sup>※3</sup> が動作可能であることを確認 する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオー バーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および A3. 1. 防災課長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉 主任技術者の確認を得て実施する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策 設備 <sup>※5</sup> が使用可能であることを確認する。 および A4. 防災課長は、当該設備を使用可能な状態に復 旧する。	速やかに    3日間  3日間  10日間
		B. 条件 A で要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間
	冷温停止 燃料交換	A. 海洋への拡散抑 制設備（シルト フェンス）が所 要数を満足して いない場合	A1. 防災課長は、当該設備を使用可能な状態に復 旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオー バーフロー水位付近にあることおよび水温が 65℃以下であることを確認する。 および A3. 1. 防災課長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉 主任技術者の確認を得て実施する措置を開始 する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策 設備 <sup>※5</sup> が使用可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに
※2：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※3：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※4：代替品の補充等をいう。 ※5：放射性物質吸着材をいう。				

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

変更前	変更後	理由																			
(なし)	<p>表66-11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備</p> <p>66-11-1 重大事故等収束のための水源</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 399"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等収束のための水源</td> <td>復水貯蔵タンクの水量が所要値以上であること。ただし、地震時を除く。</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 422 1870 662"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起 動 高温停止</td> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>948m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>冷温停止 燃料交換<sup>*1</sup></td> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>622m<sup>3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 845 1870 965"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換<sup>*2</sup>において、復水貯蔵タンクの水量を確認する。</td> <td>24時間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>	項目	運転上の制限	重大事故等収束のための水源	復水貯蔵タンクの水量が所要値以上であること。ただし、地震時を除く。	適用される原子炉の状態	設備	所要値	運転 起 動 高温停止	復水貯蔵タンク	948m <sup>3</sup>	冷温停止 燃料交換 <sup>*1</sup>	復水貯蔵タンク	622m <sup>3</sup>	項目	頻 度	担 当	1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、復水貯蔵タンクの水量を確認する。	24時間に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																				
重大事故等収束のための水源	復水貯蔵タンクの水量が所要値以上であること。ただし、地震時を除く。																				
適用される原子炉の状態	設備	所要値																			
運転 起 動 高温停止	復水貯蔵タンク	948m <sup>3</sup>																			
冷温停止 燃料交換 <sup>*1</sup>	復水貯蔵タンク	622m <sup>3</sup>																			
項目	頻 度	担 当																			
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止および燃料交換 <sup>*2</sup> において、復水貯蔵タンクの水量を確認する。	24時間に1回	発電課長																			

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	<u>運転起動高温停止</u>	A. 復水貯蔵タンクの水量が所要値を満足していない場合  B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A1. 発電課長は、サブプレッションプール水位が第46条を満足していることを確認する。 および A2. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※3</sup> 。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。 および A4. 発電課長は、当該設備の水量を復旧する。	速やかに  速やかに  3日間  30日間  24時間  36時間	
	<u>冷温停止燃料交換<sup>※5</sup></u>	A. 復水貯蔵タンクの水量が所要値を満足していない場合	A1. 発電課長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、第40条で要求されるサブプレッションチェンバを水源とした非常用炉心冷却系について1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※3</sup> とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する <sup>※6</sup> 。 および A3. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※4</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	
<p>※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※4：大容量送水ポンプ（タイプ1）を用いた復水貯蔵タンクへの供給手段をいい、速やかに復水貯蔵タンクへ補給できる体制を整えるため、大容量送水ポンプ（タイプ1）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。</p> <p>※5：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                      (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                      (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※6：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

変更前	変更後	理由																						
(なし)	<p>66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1872 349"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1211 268">項目</th> <th data-bbox="1211 228 1872 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 268 1211 349">復水貯蔵タンクへの供給設備</td> <td data-bbox="1211 268 1872 349">淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2）ならびに海から復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 381 1872 596"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 381 1211 443">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1211 381 1671 443">設備</th> <th data-bbox="1671 381 1872 443">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 443 1211 496">運転起動</td> <td data-bbox="1211 443 1671 496">大容量送水ポンプ（タイプI）</td> <td data-bbox="1671 443 1872 496">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 496 1211 549">高温停止</td> <td data-bbox="1211 496 1671 549">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="1671 496 1872 549">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 549 1211 596">冷温停止 燃料交換※2</td> <td data-bbox="1211 549 1671 596">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1671 549 1872 596">※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 932 1872 1023"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 932 1581 971">項目</th> <th data-bbox="1581 932 1731 971">頻度</th> <th data-bbox="1731 932 1872 971">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 971 1581 1023">(項目なし)</td> <td data-bbox="1581 971 1731 1023">＝</td> <td data-bbox="1731 971 1872 1023">＝</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	復水貯蔵タンクへの供給設備	淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2）ならびに海から復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転起動	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3	高温停止	復水貯蔵タンク	※4	冷温停止 燃料交換※2	燃料補給設備	※5	項目	頻度	担当	(項目なし)	＝	＝	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																							
復水貯蔵タンクへの供給設備	淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2）ならびに海から復水貯蔵タンクへ水を供給するための設備が動作可能であること※1																							
適用される原子炉の状態	設備	所要数																						
運転起動	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3																						
高温停止	復水貯蔵タンク	※4																						
冷温停止 燃料交換※2	燃料補給設備	※5																						
項目	頻度	担当																						
(項目なし)	＝	＝																						

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	<u>運転起動 高温停止</u>	<u>A. 復水貯蔵タンクへの供給設備が動作不能の場合</u>	<u>A1. 発電課長は、復水貯蔵タンクの水量が66-11-1の所要値以上であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A2. 防災課長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u> <u>および</u> <u>A3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>	
	<u>冷温停止 燃料交換<sup>※7</sup></u>	<u>A. 復水貯蔵タンクへの供給設備が動作不能の場合</u>	<u>A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> <u>および</u> <u>A2. 防災課長は、復水貯蔵タンクの水量が942m<sup>3</sup>以上となるように補給する、または発電課長は、942m<sup>3</sup>以上であることを確認する。</u> <u>および</u> <u>A3. 防災課長は、代替措置<sup>※6</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	
<p><u>※6：代替品の補充等をいう。</u></p> <p><u>※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</u></p> <p><u>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</u></p> <p><u>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</u></p>					

変更前	変更後	理由																									
<p>(なし)</p>	<p>66-11-3 海水供給設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1872 344"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1218 269">項目</th> <th data-bbox="1218 228 1872 269">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 269 1218 344">海水供給設備</td> <td data-bbox="1218 269 1872 344">大容量送水ポンプ(タイプⅠ)および大容量送水ポンプ(タイプⅡ)による海水供給が可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 376 1872 663"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 376 1211 437">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1211 376 1695 437">設備</th> <th data-bbox="1695 376 1872 437">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 437 1211 513">運転 起 動</td> <td data-bbox="1211 437 1695 513">大容量送水ポンプ(タイプⅠ)</td> <td data-bbox="1695 437 1872 513">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 513 1211 571">高温停止</td> <td data-bbox="1211 513 1695 571">大容量送水ポンプ(タイプⅡ)</td> <td data-bbox="1695 513 1872 571">※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 571 1211 612">冷温停止</td> <td data-bbox="1211 571 1695 612"></td> <td data-bbox="1695 571 1872 612"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 612 1211 663">燃料交換</td> <td data-bbox="1211 612 1695 663">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1695 612 1872 663">※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプⅠ)」において運転上の制限等を定める。                  ※2：「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプⅡ)」において運転上の制限等を定める。                  ※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 847 1872 959"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 847 1597 882">項目</th> <th data-bbox="1597 847 1736 882">頻 度</th> <th data-bbox="1736 847 1872 882">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 882 1597 959">(項目なし)</td> <td data-bbox="1597 882 1736 959">=</td> <td data-bbox="1736 882 1872 959">=</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	海水供給設備	大容量送水ポンプ(タイプⅠ)および大容量送水ポンプ(タイプⅡ)による海水供給が可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起 動	大容量送水ポンプ(タイプⅠ)	※1	高温停止	大容量送水ポンプ(タイプⅡ)	※2	冷温停止			燃料交換	燃料補給設備	※3	項目	頻 度	担 当	(項目なし)	=	=	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																										
海水供給設備	大容量送水ポンプ(タイプⅠ)および大容量送水ポンプ(タイプⅡ)による海水供給が可能であること																										
適用される原子炉の状態	設備	所要数																									
運転 起 動	大容量送水ポンプ(タイプⅠ)	※1																									
高温停止	大容量送水ポンプ(タイプⅡ)	※2																									
冷温停止																											
燃料交換	燃料補給設備	※3																									
項目	頻 度	担 当																									
(項目なし)	=	=																									

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>		
<u>運転起動高温停止</u>	A. 海水供給設備が動作不能の場合	A1. 発電課長は、サブレーションプール水位が第46条を満足していることを確認する。 および A2. 発電課長は、復水貯蔵タンクの水量が6-11-1の所要値以上であることを確認する。	<u>速やかに</u>		
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>		
<u>冷温停止燃料交換</u>	A. 海水供給設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、復水貯蔵タンクの水量が942m <sup>3</sup> 以上となるように補給する、または発電課長は、942m <sup>3</sup> 以上であることを確認する。	<u>速やかに</u>		



変更前	変更後	理由																														
<p>(なし)</p>	<p>表66-12 電源設備</p> <p>66-12-1 常設代替交流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 287 1254 327">項目</th> <th data-bbox="1254 287 1870 327">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 327 1254 395">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1254 327 1870 395">常設代替交流電源設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 422 1870 758"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 422 1187 486">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1187 422 1702 486">設備</th> <th data-bbox="1702 422 1870 486">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 486 1187 534" rowspan="5" style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換</td> <td data-bbox="1187 486 1702 534">ガスタービン発電機</td> <td data-bbox="1702 486 1870 534">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1187 534 1702 590">ガスタービン発電設備軽油タンク</td> <td data-bbox="1702 534 1870 590">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1187 590 1702 646">ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ</td> <td data-bbox="1702 590 1870 646">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1187 646 1702 702">タンクローリ</td> <td data-bbox="1702 646 1870 702">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1187 702 1702 758">軽油タンク</td> <td data-bbox="1702 702 1870 758">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 877 1870 1109"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 877 1556 917">項目</th> <th data-bbox="1556 877 1713 917">頻度</th> <th data-bbox="1713 877 1870 917">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 917 1556 981">1. ガスタービン発電機が模擬信号で作動することおよび運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td data-bbox="1556 917 1713 981">定事検停止時</td> <td data-bbox="1713 917 1870 981">電気課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 981 1556 1045">2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1556 981 1713 1045">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1713 981 1870 1045">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1045 1556 1109">3. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1556 1045 1713 1109">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1713 1045 1870 1109">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	ガスタービン発電機	2台	ガスタービン発電設備軽油タンク	※1	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	2台	タンクローリ	※1	軽油タンク	※1	項目	頻度	担当	1. ガスタービン発電機が模擬信号で作動することおよび運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気課長	2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	3. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																															
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備が動作可能であること																															
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																														
運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	ガスタービン発電機	2台																														
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※1																														
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	2台																														
	タンクローリ	※1																														
	軽油タンク	※1																														
項目	頻度	担当																														
1. ガスタービン発電機が模擬信号で作動することおよび運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気課長																														
2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																														
3. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																														

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. <u>常設代替交流電源設備が動作不能の場合</u>	A1. <u>発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*2</sup>が動作可能であることを確認する。</u> および A2. <u>発電課長および防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*3</sup>が使用可能であることを確認する。</u> および A3. <u>発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>速やかに</u>  3日間  10日間	
		B. <u>条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. <u>発電課長は、高温停止にする。</u> および B2. <u>発電課長は、冷温停止にする。</u>	24時間  36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. <u>常設代替交流電源設備が動作不能の場合</u>	A1. <u>発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A2. <u>発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。</u> および A3. <u>発電課長および防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*3</sup>が使用可能であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>  速やかに  速やかに	
	※2：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。				
※3：号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機による非常用交流高圧電源母線2C系または2D系の受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した場合または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した場合）をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。					

変更前	変更後	理由																									
<p>(なし)</p>	<p>66-12-2 可搬型代替交流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 223 1870 335"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>可搬型代替交流電源設備2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること<sup>※2</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 359 1870 670"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">                     運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換                 </td> <td>電源車</td> <td>2台×2<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電設備軽油タンク</td> <td>※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、電源車2台をいう。</p> <p>※2：動作可能とは、電源車接続口(原子炉建屋西側)または電源車接続口(原子炉建屋東側)に接続できることを含む。</p> <p>※3：電源車は、第2保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 909 1870 1077"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。</td> <td>2年に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	電源車	2台×2 <sup>※3</sup>	タンクローリ	※4	軽油タンク	※4	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4	項目	頻 度	担 当	1. 電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長	2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																										
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること <sup>※2</sup>																										
適用される原子炉の状態	設備	所要数																									
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	電源車	2台×2 <sup>※3</sup>																									
	タンクローリ	※4																									
	軽油タンク	※4																									
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4																									
項目	頻 度	担 当																									
1. 電源車を起動し、運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長																									
2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																									

変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>運 転 起 動 高 温 停 止</p>	(3) 要求される措置				<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p>適用される 原子炉 の 状 態</p>	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>	
		<p>A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満1系列以上の場合</p>	<p>A1. 防災課長は、残りの可搬型代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*5</sup>が動作可能であることを確認する。 および A3. 1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>*6</sup>が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*7</sup>が使用可能であることを確認する。 または A3. 3. 防災課長は、代替措置<sup>*8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>	

変更前	変更後				理由		
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	適用される 原 子 炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 （新規基準の施行に伴う変更）		
	B. <u>動作可能な可搬型代替交流電源設備が1系列未満の場合</u>	B1.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B1.2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*6</sup> が動作可能であることを確認する。 および B1.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに				
	または B2.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2.2.1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*7</sup> が使用可能であることを確認する。	B1.2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*6</sup> が動作可能であることを確認する。 および B1.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3日間				
	または B2.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2.2.2. 防災課長は、代替措置 <sup>*8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B2.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する	B2.1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2.2.1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*7</sup> が使用可能であることを確認する。 または B2.2.2. 防災課長は、代替措置 <sup>*8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B2.3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する	30日間				
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間				

変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満の場合	A1. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 および A3. 1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補充する自主対策設備 <sup>※7</sup> が使用可能であることを確認する。 または A3. 3. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
<p>※5：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※6：常設代替交流電源設備をいう。</p> <p>※7：号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機による非常用交流高圧電源母線2C系または2D系の受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した場合または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した場合）をいう。</p> <p>※8：代替品の補充等。</p>					

変更前	変更後	理由																																		
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1863 354"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 226 1263 264">項 目</th> <th data-bbox="1263 226 1863 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1263 354">所内常設蓄電式 直流電源設備</td> <td data-bbox="1263 264 1863 354">所内常設蓄電式直流電源設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 414 1850 632"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 414 1254 478">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1254 414 1671 478">設 備</th> <th data-bbox="1671 414 1850 478">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 478 1254 517">運 転</td> <td data-bbox="1254 478 1671 517">125V充電器2A<sup>*1</sup></td> <td data-bbox="1671 478 1850 517">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 517 1254 555">起 動</td> <td data-bbox="1254 517 1671 555">125V蓄電池2A<sup>*1</sup></td> <td data-bbox="1671 517 1850 555">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 555 1254 593">高温停止</td> <td data-bbox="1254 555 1671 593">125V充電器2B<sup>*1</sup></td> <td data-bbox="1671 555 1850 593">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 593 1254 632">低温停止</td> <td data-bbox="1254 593 1671 632">125V蓄電池2B<sup>*1</sup></td> <td data-bbox="1671 593 1850 632">1組</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：当該系統が動作不能時は、「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」、「第64条 所内電源系統その1」および「第65条 所内電源系統その2」の運転上の制限も確認する。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 810 1850 1094"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 810 1550 849">項 目</th> <th data-bbox="1550 810 1715 849">頻 度</th> <th data-bbox="1715 810 1850 849">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 849 1550 912">1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。</td> <td data-bbox="1550 849 1715 912">定事検停止時</td> <td data-bbox="1715 849 1850 912">電気課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 912 1550 976">2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1550 912 1715 976">1週間に1回</td> <td data-bbox="1715 912 1850 976">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 976 1550 1040">3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1550 976 1715 1040">1週間に1回</td> <td data-bbox="1715 976 1850 1040">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1040 1550 1094">4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="1550 1040 1715 1094">1週間に1回</td> <td data-bbox="1715 1040 1850 1094">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	所内常設蓄電式 直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転	125V充電器2A <sup>*1</sup>	1個	起 動	125V蓄電池2A <sup>*1</sup>	1組	高温停止	125V充電器2B <sup>*1</sup>	1個	低温停止	125V蓄電池2B <sup>*1</sup>	1組	項 目	頻 度	担 当	1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																																			
所内常設蓄電式 直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備が動作可能であること																																			
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																																		
運 転	125V充電器2A <sup>*1</sup>	1個																																		
起 動	125V蓄電池2A <sup>*1</sup>	1組																																		
高温停止	125V充電器2B <sup>*1</sup>	1個																																		
低温停止	125V蓄電池2B <sup>*1</sup>	1組																																		
項 目	頻 度	担 当																																		
1. 所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池および充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																																		
2. 125V蓄電池2Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																																		
3. 125V蓄電池2Bの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																																		
4. 125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長																																		

変更前	変更後			理由	
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	(3) 要求される措置			<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴 う変更)</p>	
	<p>適用される 原 子 炉 の 状 態</p>	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>		<p>完了時間</p>
	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>A. 蓄電池が動作 不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機<sup>**2</sup>を 起動し、動作可能であることを確認すると ともに、当該蓄電池の充電器が健全であること を確認する。 および A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備 が動作可能であること、および当該蓄電池の 充電器が健全であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態 に復旧する。</p>		<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>
		<p>B. 充電器が動作 不能の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機<sup>**2</sup>を 起動し、動作可能であることを確認すると ともに、当該充電器の蓄電池が健全であること を確認する。 および B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備 が動作可能であること、および当該充電器の 蓄電池が健全であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態 に復旧する。</p>		<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p>
<p>C. 条件AまたはB で要求される 措置を完了時 間内に達成で きない場合</p>		<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>		



変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>低温停止 燃料交換</p>	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>	
	<p>A. 蓄電池が動作不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機<sup>※2</sup>を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。 および A3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および当該蓄電池の充電器が健全であることを確認する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>		
	<p>B. 充電器が動作不能の場合</p>	<p>B1. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機<sup>※2</sup>を起動し、動作可能であることを確認するとともに、当該充電器の蓄電池が健全であることを確認する。 および B3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および当該充電器の蓄電池が健全であることを確認する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>		
<p>※2：125V蓄電池A系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機A系とし、125V蓄電池B系が動作不能の場合は、非常用ディーゼル発電機B系とする。</p>					

変更前	変更後	理由																												
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-12-4 常設代替直流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1863 354"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 226 1263 264">項目</th> <th data-bbox="1263 226 1863 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1263 354">常設代替 直流電源設備</td> <td data-bbox="1263 264 1863 354">常設代替直流電源設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 475 1863 785"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 475 1263 539">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1263 475 1715 539">設備</th> <th data-bbox="1715 475 1863 539">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 539 1263 692">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1263 539 1715 692">125V代替蓄電池</td> <td data-bbox="1715 539 1863 692">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 692 1263 785">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1263 692 1715 785">250V蓄電池※1</td> <td data-bbox="1715 692 1863 785">1組</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：当該系統が動作不能時は、「66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）」の運転上の制限も確認する。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 938 1863 1203"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 938 1532 970">項目</th> <th data-bbox="1532 938 1715 970">頻 度</th> <th data-bbox="1715 938 1863 970">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 970 1532 1027">1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。</td> <td data-bbox="1532 970 1715 1027">定事検停止時</td> <td data-bbox="1715 970 1863 1027">電気課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1027 1532 1085">2. 250V蓄電池の機能を確認する。</td> <td data-bbox="1532 1027 1715 1085">定事検停止時</td> <td data-bbox="1715 1027 1863 1085">電気課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1085 1532 1142">3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1532 1085 1715 1142">1週間に1回</td> <td data-bbox="1715 1085 1863 1142">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1142 1532 1203">4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1532 1142 1715 1203">1週間に1回</td> <td data-bbox="1715 1142 1863 1203">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	常設代替 直流電源設備	常設代替直流電源設備が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	1組	運 転 起 動 高温停止	250V蓄電池※1	1組	項目	頻 度	担 当	1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	2. 250V蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																													
常設代替 直流電源設備	常設代替直流電源設備が動作可能であること																													
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	1組																												
運 転 起 動 高温停止	250V蓄電池※1	1組																												
項目	頻 度	担 当																												
1. 125V代替蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																												
2. 250V蓄電池の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																												
3. 125V代替蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																												
4. 250V蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が248V以上であることを確認する。	1週間に1回	発電課長																												

変更前	変更後			理由	
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	(3) 要求される措置			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 （新規制基準の施行に伴う変更）	
	適用される 原 子 炉 の 状 態	条 件	要求される措置		完了時間
		A. 1 2 5 V 代替蓄電池が動作不能の場合	A1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であることを、および125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*2</sup> が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であることを、および125V代替充電器が健全であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。		速やかに  3日間  30日間
		B. 2 5 0 V 蓄電池が動作不能の場合	B1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であることを、および125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*2</sup> が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であることを、および250V充電器が健全であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態に復旧する。		速やかに  3日間  30日間
	C. 条件AまたはBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間  36時間		

変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴 う変更)</p>	
	<p>A. 1 2 5 V 代替 蓄電池が動作 不能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、当該蓄電池を動作可能な状態 に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、1 台の非常用ディーゼル発電 機を起動し動作可能であること、および1 2 5 V 充電器が健全であることを確認すると ともに、その他の設備<sup>※2</sup>が動作可能であるこ とを確認する。 および A3. 発電課長は、2 台の常設代替交流電源設備 が動作可能であること、および1 2 5 V 代替 充電器が健全であることを確認する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>		
<p>※2：残りの非常用ディーゼル発電機および1 2 5 V 充電器をいい、至近の記録等により動 作可能であることを確認する。</p>					

変更前	変更後	理由																																																
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-12-5 可搬型代替直流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 226 1863 355"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替直流電源設備</td> <td>可搬型代替直流電源設備が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 384 1863 1058"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>125V代替蓄電池</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>125V代替充電器</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>電源車</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電設備軽油タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">運 転 起 動 高温停止</td> <td>250V蓄電池</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>250V充電器</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>電源車</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電設備軽油タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-12-4 常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※2：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 1222 1863 1469"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 125V代替充電器の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>電気課長</td> </tr> <tr> <td>2. 250V充電器の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>電気課長</td> </tr> <tr> <td>3. 125V代替充電器の出力電圧を確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. 250V充電器の出力電圧を確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	※1	125V代替充電器	1個	電源車	※2	軽油タンク	※3	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3	タンクローリ	※3	運 転 起 動 高温停止	250V蓄電池	※1	250V充電器	1個	電源車	※2	軽油タンク	※3	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3	タンクローリ	※3	項目	頻 度	担 当	1. 125V代替充電器の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	2. 250V充電器の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長	3. 125V代替充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長	4. 250V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																																	
可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備が動作可能であること																																																	
適用される原子炉の状態	設備	所要数																																																
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	125V代替蓄電池	※1																																																
	125V代替充電器	1個																																																
	電源車	※2																																																
	軽油タンク	※3																																																
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3																																																
	タンクローリ	※3																																																
運 転 起 動 高温停止	250V蓄電池	※1																																																
	250V充電器	1個																																																
	電源車	※2																																																
	軽油タンク	※3																																																
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※3																																																
	タンクローリ	※3																																																
項目	頻 度	担 当																																																
1. 125V代替充電器の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																																																
2. 250V充電器の機能を確認する。	定事検停止時	電気課長																																																
3. 125V代替充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長																																																
4. 250V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	発電課長																																																

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運転起動 高温停止	A. 125V代替充電器が動作不能の場合	A1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。 <u>および</u>	速やかに	
			A2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備*5が動作可能であることを確認する。 <u>および</u>	3日間	
			A3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
	運転起動 高温停止	B. 250V充電器が動作不能の場合	B1. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。 <u>および</u>	速やかに	
B2. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および250V蓄電池が健全であることを確認する。 <u>および</u> B3. 発電課長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。			3日間  30日間		
運転起動 高温停止	C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 <u>および</u>	24時間		
		C2. 発電課長は、低温停止にする。	36時間		

変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>冷温停止 燃料交換</p>	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>	<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴 う変更)</p>	
	<p>A. 125V代替充 電器が動作不 能の場合</p>	<p>A1. 発電課長は、125V代替充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、1台の非常用ディーゼル発電機を起動し、動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備*4が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、2台の常設代替交流電源設備が動作可能であること、および1個の125V充電器が健全であることを確認するとともに、その他の設備*5が動作可能であることを確認する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに</p>		
<p>※4：残りの非常用ディーゼル発電機および125V充電器をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					
<p>※5：残りの125V充電器をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

変更前	変更後	理由																														
<p>(なし)</p>	<p>6.6-1.2-6 代替所内電気設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1863 319"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>代替所内電気設備が使用可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 352 1863 746"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>ガスタービン発電機接続盤</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>緊急用高圧母線2F系</td> <td>2系列</td> </tr> <tr> <td>緊急用高圧母線2G系</td> <td>1系列</td> </tr> <tr> <td>緊急用動力変圧器2G系</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>緊急用低圧母線2G系</td> <td>3系列</td> </tr> <tr> <td>緊急用交流電源切替盤2G系</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>緊急用交流電源切替盤2C系</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>緊急用交流電源切替盤2D系</td> <td>1個</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用交流高圧電源母線A系およびB系に給電できることを含む。                  ※2：非常用交流高圧電源母線A系およびB系が動作不能時は、「第6.4条 所内電源系統その1」および「第6.5条 所内電源系統その2」の運転上の制限も確認する。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 898 1863 999"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替所内電気設備が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	代替所内電気設備	代替所内電気設備が使用可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機接続盤	2個	緊急用高圧母線2F系	2系列	緊急用高圧母線2G系	1系列	緊急用動力変圧器2G系	1個	緊急用低圧母線2G系	3系列	緊急用交流電源切替盤2G系	2個	緊急用交流電源切替盤2C系	1個	緊急用交流電源切替盤2D系	1個	項目	頻度	担当	1. 代替所内電気設備が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																															
代替所内電気設備	代替所内電気設備が使用可能であること※1※2																															
適用される原子炉の状態	設備	所要数																														
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機接続盤	2個																														
	緊急用高圧母線2F系	2系列																														
	緊急用高圧母線2G系	1系列																														
	緊急用動力変圧器2G系	1個																														
	緊急用低圧母線2G系	3系列																														
	緊急用交流電源切替盤2G系	2個																														
	緊急用交流電源切替盤2C系	1個																														
	緊急用交流電源切替盤2D系	1個																														
項目	頻度	担当																														
1. 代替所内電気設備が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																														



変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. ガスタービン発電機接続盤が動作不能の場合	A1. 発電課長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
		B. 代替所内電気設備が動作不能の場合	B1. 発電課長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	
		C. 条件 B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。	2.4時間  3.6時間	
	冷温停止 燃料交換	A. ガスタービン発電機接続盤が動作不能の場合	A1. 発電課長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
		B. 代替所内電気設備が動作不能の場合	B1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 発電課長は、非常用所内電気設備が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	

変更前	変更後	理由																																	
<p>(なし)</p>	<p>66-12-7 燃料補給設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1877 357"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1205 264">項目</th> <th data-bbox="1205 228 1877 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1205 357" rowspan="3">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1205 264 1877 296">(1) 軽油タンクレベルが所要値以上であること<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 296 1877 328">(2) ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であること<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 328 1877 357">(3) 所要数のタンクローリが動作可能であること<sup>※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 387 1877 667"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 387 1205 451">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1205 387 1697 451">設備</th> <th data-bbox="1697 387 1877 451">所要値・所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 451 1205 499" rowspan="4">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1205 451 1697 499">非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル<sup>※4※5</sup></td> <td data-bbox="1697 451 1877 499">2,770mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 499 1697 563">高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル<sup>※5</sup></td> <td data-bbox="1697 499 1877 563">3,140mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 563 1697 611">ガスタービン発電設備軽油タンクレベル<sup>※6</sup></td> <td data-bbox="1697 563 1877 611">2,080mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 611 1697 667">タンクローリ</td> <td data-bbox="1697 611 1877 667">2台<sup>※7</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：非常用ディーゼル発電機が運転中および運転終了後2日間は除く。なお、非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系のディーゼル発電機をいう。</p> <p>※2：常設代替交流電源設備が運転中および運転終了後2日間は除く。</p> <p>※3：燃料移送系の必要な弁、配管およびホースを含む。</p> <p>※4：非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルとは、非常用ディーゼル発電設備軽油タンク6基の各々の軽油タンクレベルをいう。</p> <p>※5：軽油タンクレベルが必要量確保されていない場合は、「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※6：ガスタービン発電設備軽油タンクレベルとは、ガスタービン発電設備軽油タンク3基の各々の軽油タンクレベルをいう。</p> <p>※7：タンクローリは、第2保管エリア、第3保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 1090 1877 1369"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 1090 1568 1137">項目</th> <th data-bbox="1568 1090 1724 1137">頻 度</th> <th data-bbox="1724 1090 1877 1137">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 1137 1568 1201">1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1568 1137 1724 1201">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 1137 1877 1201">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1201 1568 1265">2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1568 1201 1724 1265">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 1201 1877 1265">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1265 1568 1329">3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="1568 1265 1724 1329">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 1265 1877 1329">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1329 1568 1369">4. タンクローリが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1568 1329 1724 1369">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1724 1329 1877 1369">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料補給設備	(1) 軽油タンクレベルが所要値以上であること <sup>※1</sup>	(2) ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であること <sup>※2</sup>	(3) 所要数のタンクローリが動作可能であること <sup>※3</sup>	適用される原子炉の状態	設備	所要値・所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル <sup>※4※5</sup>	2,770mm	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル <sup>※5</sup>	3,140mm	ガスタービン発電設備軽油タンクレベル <sup>※6</sup>	2,080mm	タンクローリ	2台 <sup>※7</sup>	項目	頻 度	担 当	1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																		
燃料補給設備	(1) 軽油タンクレベルが所要値以上であること <sup>※1</sup>																																		
	(2) ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であること <sup>※2</sup>																																		
	(3) 所要数のタンクローリが動作可能であること <sup>※3</sup>																																		
適用される原子炉の状態	設備	所要値・所要数																																	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベル <sup>※4※5</sup>	2,770mm																																	
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベル <sup>※5</sup>	3,140mm																																	
	ガスタービン発電設備軽油タンクレベル <sup>※6</sup>	2,080mm																																	
	タンクローリ	2台 <sup>※7</sup>																																	
項目	頻 度	担 当																																	
1. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	
3. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																	
4. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																																	

変更前	変更後		理由																		
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 167 1263 199">条 件</th> <th data-bbox="1263 167 1736 199">要求される措置</th> <th data-bbox="1736 167 1874 199">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 199 1263 323">A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td data-bbox="1263 199 1736 323">A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる</td> <td data-bbox="1736 199 1874 323">2日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 323 1263 448">B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td data-bbox="1263 323 1736 448">B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。</td> <td data-bbox="1736 323 1874 448">2日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 448 1263 572">C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合</td> <td data-bbox="1263 448 1736 572">C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。</td> <td data-bbox="1736 448 1874 572">2日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 572 1263 722">D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合</td> <td data-bbox="1263 572 1736 722">D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置<sup>※8</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※9</sup>。</td> <td data-bbox="1736 572 1874 722">2日間  2日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 722 1263 845">E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1263 722 1736 845">E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備<sup>※10</sup>を動作不能<sup>※11</sup>とみなす。</td> <td data-bbox="1736 722 1874 845">速やかに</td> </tr> </tbody> </table>		条 件	要求される措置	完了時間	A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる	2日間	B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間	C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間	D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	2日間  2日間	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> を動作不能 <sup>※11</sup> とみなす。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間																			
A. 非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる	2日間																			
B. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間																			
C. ガスタービン発電設備軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	C1. 発電課長は、ガスタービン発電設備軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間																			
D. 動作可能なタンクローリが所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※9</sup> 。	2日間  2日間																			
E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 防災課長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 <sup>※10</sup> を動作不能 <sup>※11</sup> とみなす。	速やかに																			
<p>※8：代替品の補充等をいう。</p> <p>※9：2日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、2日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</p> <p>※10：燃料補給を要する重大事故等対処設備とは、以下をいう。 電源車、大容量送水ポンプ（タイプI）、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置および大容量送水ポンプ（タイプII）、ガスタービン発電機</p> <p>※11：燃料補給を要する重大事故等対処設備の運転上の制限は個別に適用される。</p>																					

変更前	変更後	理由																					
<p>(なし)</p>	<p>表66-13 計装設備</p> <p>66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 454"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>主要パラメータを計測する計器が1チャンネル以上動作可能であること※1※3</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合ならびに計器ベント等の計器隔離時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。                  なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：主要パラメータおよび代替パラメータに記載する[ ]は，有効監視パラメータまたは重要監視パラメータの常用計器（耐震性または耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。</p> <p>1. 原子炉圧力容器内の温度</p> <table border="1" data-bbox="1008 813 1870 1372"> <thead> <tr> <th rowspan="2">適用される 原子炉の状態</th> <th>主要パラメータ</th> <th colspan="2">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <th>要素</th> <th>要素</th> <th>推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※4</td> <td rowspan="3">原子炉圧力容器温度</td> <td>①主要パラメータの他の検出器</td> <td>原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は，他の検出器により推定する。</td> </tr> <tr> <td>②原子炉圧力 ②原子炉圧力（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</td> <td>原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。</td> </tr> <tr> <td>③残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。                  (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合                  (2) 原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合</p>	項目	運転上の制限	主要パラメータ	主要パラメータを計測する計器が1チャンネル以上動作可能であること※1※3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		要素	要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器	原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は，他の検出器により推定する。	②原子炉圧力 ②原子炉圧力（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。	③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																						
主要パラメータ	主要パラメータを計測する計器が1チャンネル以上動作可能であること※1※3																						
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3																						
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ																					
	要素	要素	推定方法																				
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器	原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は，他の検出器により推定する。																				
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。																				
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。																				

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止</p>	2. 原子炉压力容器内の圧力			
		<p>主要パラメータ</p> <p>要素</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>要素 推定方法</p>	
	<p>原子炉圧力</p>		<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>
			<p>②原子炉圧力（SA）</p>	<p>原子炉圧力（SA）により推定する。</p>
			<p>③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA広帯域） ③原子炉水位（SA燃料域） ③原子炉圧力容器温度</p>	<p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。</p>
	<p>原子炉圧力（SA）</p>		<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>原子炉圧力（SA）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>
			<p>②原子炉圧力</p>	<p>原子炉圧力により推定する。</p>
			<p>③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA広帯域） ③原子炉水位（SA燃料域） ③原子炉圧力容器温度</p>	<p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。</p>
	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>			

変更前

変更後

理由

変更前	変更後			理由									
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※5</sup></p>	3. 原子炉压力容器内の水位												
	<p style="text-align: center;">適用される 原子炉の状態</p>	<p style="text-align: center;">主要パラメータ 要素</p> <p style="text-align: center;">原子炉水位 (広帯域)</p>	<p style="text-align: center;">代替パラメータ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">要素</th> <th style="text-align: center;">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1344 263 1624 359">①主要パラメータの他チャンネル</td> <td data-bbox="1624 263 1892 359">原子炉水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1344 359 1624 422">②原子炉水位(SA広帯域)</td> <td data-bbox="1624 359 1892 422">原子炉水位(SA広帯域)により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1344 422 1624 1061">                     ③高压代替注水系ポンプ出口流量                      ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)                      ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)                      ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量                      ③代替循環冷却ポンプ出口流量                      ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量                      ③高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量                      ③残留熱除去系ポンプ出口流量                      ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量                 </td> <td data-bbox="1624 422 1892 1061">機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1344 1061 1624 1173">                     ④原子炉圧力                      ④原子炉圧力(SA)                      ④圧力抑制室圧力                 </td> <td data-bbox="1624 1061 1892 1173">原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>		要素	推定方法	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	②原子炉水位(SA広帯域)	原子炉水位(SA広帯域)により推定する。	③高压代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。	④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④圧力抑制室圧力
要素	推定方法												
①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。												
②原子炉水位(SA広帯域)	原子炉水位(SA広帯域)により推定する。												
③高压代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。												
④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④圧力抑制室圧力	原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。												
				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)									

変更前	変更後			理由
<p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5</p>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
		要素	要素 推定方法	
		原子炉水位 (燃料域)	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p> <p>②原子炉水位（SA燃料域）</p> <p>③高压代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量) ③直流駆動低压注水系ポンプ出口 流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 ③高压炉心スプレイ系ポンプ出口 流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低压炉心スプレイ系ポンプ出口 流量</p> <p>④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④圧力抑制室圧力</p>	<p>原子炉水位（燃料域） の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>原子炉水位（SA燃料域）により推定する。</p> <p>機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。</p> <p>原子炉圧力、原子炉圧力（SA）と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p>

変更前	変更後			理由	
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※5</sup></p>	<p>適用される 原子炉の状態</p>	<p>主要パラメータ</p>	<p>代替パラメータ</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>	
		<p>要素</p>	<p>要素</p>		<p>推定方法</p>
	<p>原子炉水位（S A広帯域）</p>	<p>①原子炉水位（広帯域）</p> <p>②高圧代替注水系ポンプ出口流量</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）</p> <p>②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量</p> <p>②代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</p> <p>②残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</p>	<p>①原子炉水位（燃料域）</p> <p>②高圧代替注水系ポンプ出口流量</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）</p> <p>②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量</p> <p>②代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p>		<p>原子炉水位（広帯域）により推定する。</p> <p>機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。</p> <p>原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。</p>
	<p>③原子炉圧力</p> <p>③原子炉圧力（SA）</p> <p>③圧力抑制室圧力</p>	<p>③原子炉圧力</p> <p>③原子炉圧力（SA）</p> <p>③圧力抑制室圧力</p>	<p>原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p>		



変更前	変更後		理由
		<p>②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</p> <p>②残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</p> <hr/> <p>③原子炉圧力</p> <p>③原子炉圧力（SA）</p> <p>③圧力抑制室圧力</p>	<p>原子炉規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子炉圧力、原子炉圧力（SA）と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p>
<p>※5：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p>			
<p>（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p>			
<p>（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>			

変更前	変更後			理由
	<u>4. 原子炉压力容器への注水量</u>			
	<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>主要パラメータ</u>	<u>代替パラメータ</u>	
		<u>要素</u>	<u>要素</u>	<u>推定方法</u>
	<u>高圧代替注水系 ポンプ出口流量</u>		<u>①復水貯蔵タンク水位</u>	<u>水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</u>
			<u>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</u>	<u>原子炉水位の変化量により注水量を推定する。</u>
	<u>運 転 起 動<sup>※6</sup> 高温停止<sup>※6</sup></u>	<u>原子炉隔離時冷却系 ポンプ出口流量</u>	<u>①復水貯蔵タンク水位</u>	<u>水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</u>
<u>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</u>			<u>原子炉水位の変化量により注水量を推定する。</u>	
	<u>高圧炉心スプレイ系 ポンプ出口流量</u>	<u>①復水貯蔵タンク水位</u>	<u>水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</u>	
		<u>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</u>	<u>原子炉水位の変化量により注水量を推定する。</u>	
<p>※6：高圧代替注水系ポンプ出口流量および原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量については、原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に適用する。</p>				
<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>				

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p>	<p>主要パラメータ 要素</p>	<p>代替パラメータ 要素 推定方法</p>		<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p>代替循環冷却ポンプ 出口流量</p>	<p>①圧力抑制室水位</p>	<p>水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。</p>	
	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</p>	<p>原子炉水位の変化量により注水量を推定する。</p>	
	<p>直流駆動低圧注水系 ポンプ出口流量</p>	<p>①復水貯蔵タンク水位</p>	<p>水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>	
<p>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</p>	<p>②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）</p>	<p>原子炉水位の変化量により注水量を推定する。</p>		

変更前

変更後

理由

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換 <sup>※7</sup>	残留熱除去系洗浄 ライン流量(残留熱 除去系ヘッドスプ レイライン洗浄流 量)	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）		原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
		残留熱除去系洗浄 ライン流量(残留熱 除去系B系格納容 器冷却ライン洗浄 流量)	①復水貯蔵タンク水位	
			②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	残留熱除去系 ポンプ出口流量		①圧力抑制室水位	
			②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
		低圧炉心スプレイ 系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位	
			②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

変更前	変更後			理由
	5. 原子炉格納容器への注水量			
	<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>主要パラメータ</u>	<u>代替パラメータ</u>	
		要素	要素	推定方法
			①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
			③ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。
	運 転 起 動 高 温 停 止		①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
			③ドライウエル温度 ③ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。
		原子炉格納容器代替 スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位	原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。
	②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力		ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。	
				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後			理由	
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>主要パラメータ 要素</p>	<p>代替パラメータ 要素 推定方法</p>		<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>	
	<p>代替循環冷却ポンプ 出口流量</p>	<p>①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位</p>	<p>原子炉格納容器下部水位、 ドライウエル水位の 変化量により注水量を 推定する。</p>		
	<p>原子炉格納容器下部 注水流量</p>	<p>②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力</p>	<p>ドライウエル温度、 ドライウエル圧力、 圧力抑制室圧力が 低下傾向にあること により注水機能が 確保されていること を推定する。</p>		
		<p>①復水貯蔵タンク水位</p>	<p>水源である復水貯蔵 タンク水位の変化量 により注水量を推定 する。なお、復水貯 蔵タンクの補給状況 も考慮した上で注水 量を推定する。</p>		
	<p>②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位</p>	<p>原子炉格納容器下部 水位、ドライウエル水 位の変化量により注 水量を推定する。</p>			

変更前	変更後			理由	
運 転 起 動 高 温 停 止	6. 原子炉格納容器内の温度				
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
		要素	要素	推定方法	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	ドライウエル 温度		①主要パラメータの他の検出器	ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。	
			②ドライウエル圧力	飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。	
			③圧力抑制室圧力	飽和温度／圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力によりドライウエル温度を推定する。	
	圧力抑制室内空気温度		①主要パラメータの他の検出器	圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。	
			②サブプレッションプール水温度	サブプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。	
			③圧力抑制室圧力	飽和温度／圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。	
	サブプレッションプール水温度		①主要パラメータの他の検出器	サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。	
			②圧力抑制室内空気温度	圧力抑制室内空気温度によりサブプレッションプール水温度を推定する。	
	原子炉格納容器下部温度		①主要パラメータの他チャンネル	原子炉格納容器下部温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	

変更前	変更後			理由
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	7. 原子炉格納容器内の圧力			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
		ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力により推定する。
			②ドライウエル温度	飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。
			③ [ドライウエル圧力]	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により、ドライウエル圧力を推定する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力	ドライウエル圧力により推定する。	
②圧力抑制室内空気温度		飽和温度／圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。		
③ [圧力抑制室圧力]		監視可能であれば圧力抑制室圧力（常用計器）により、圧力抑制室圧力を推定する。		
				<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>





変更前	変更後			理由		
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	<p style="text-align: center;">適用される 原子炉の状態</p>	<p style="text-align: center;">主要パラメータ 要素</p>	<p style="text-align: center;">代替パラメータ 要素</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>		
	<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器下部水位</p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）</p> <p>②原子炉格納容器代替スプレイ流量</p> <p>②代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>②原子炉格納容器下部注水流量</p>		<p>原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。</p>	
	<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器下部水位</p>	<p>③復水貯蔵タンク水位</p>			<p>水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、原子炉格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>
	<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器下部水位</p>	<p>③復水貯蔵タンク水位</p>			



変更前

変更後

理由

9. 原子炉格納容器内の水素濃度

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 水素濃度 (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内水素濃度 (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内 水素濃度 (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内水素濃度 (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内雰囲気 水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内水素濃度 (D/W) ②格納容器内水素濃度 (S/C)	格納容器内水素濃度 (D/W) および格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

10. 原子炉格納容器内の放射線量率

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

変更前	変更後			理由	
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>起 動<sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※9</sup></p> <p>運 転 起 動</p>	1.1. 未臨界の維持または監視				
	適用される	主要パラメータ	代替パラメータ		原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	原子炉の状態	要素	要素	推定方法	
	起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
			②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	
			③「制御棒位置指示系」	制御棒位置指示系（有効監視パラメータ）により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
	運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
			②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		③「制御棒位置指示系」	制御棒位置指示系（有効監視パラメータ）により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。		
		「制御棒位置指示系」	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。				
※8：中性子源領域の場合に適用する。					
※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。					

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	12. 最終ヒートシンクの確保			
	(1) 代替循環冷却系			
	<u>適用される</u>	<u>主要パラメータ</u>	<u>代替パラメータ</u>	
	<u>原子炉の状態</u>	<u>要素</u>	<u>要素</u>	<u>推定方法</u>
	<u>サブプレッションプール水温度</u>	<u>サブプレッションプール水温度</u>	① <u>主要パラメータの他の検出器</u>	<u>サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。</u>
			② <u>圧力抑制室内空気温度</u>	<u>圧力抑制室内空気温度により推定する。</u>
	<u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u>	<u>代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)</u>	① <u>サブプレッションプール水温度</u>	<u>サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。</u>
	<u>代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)</u>		① <u>圧力抑制室水位</u>	<u>水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。</u>
			② <u>原子炉水位(広帯域)</u> ② <u>原子炉水位(燃料域)</u> ② <u>原子炉水位(SA広帯域)</u> ② <u>原子炉水位(SA燃料域)</u>	<u>注水先の原子炉水位の変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。</u>
		③ <u>原子炉圧力容器温度</u>	<u>原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</u>	
<u>代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)</u>	<u>代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)</u>	① <u>原子炉格納容器下部水位</u>	<u>原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。</u>	
① <u>ドライウエル水位</u>		① <u>ドライウエル水位</u>	<u>ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</u>	
② <u>ドライウエル温度</u> ② <u>ドライウエル圧力</u> ② <u>圧力抑制室圧力</u>		② <u>ドライウエル温度</u> ② <u>ドライウエル圧力</u> ② <u>圧力抑制室圧力</u>	<u>ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</u>	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	(2) 原子炉格納容器フィルタベント系			
	適用される	主要パラメータ	代替パラメータ	
	原子炉の状態	要素	要素	推定方法
	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水位(広帯域)の 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口 圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力		ドライウエル圧力または圧力 抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置の健全性を 推定する。
	フィルタ装置出口 圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力		ドライウエル圧力または圧力 抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置の健全性を 推定する。
	フィルタ装置水温 度	①主要パラメータの他 チャンネル		フィルタ装置水温度の1チャ ンネルが故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル		フィルタ装置出口放射線モニ タの1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルにより推 定する。
	フィルタ装置出口 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)		原子炉格納容器内の水素が原 子炉格納容器フィルタベント 系フィルタ装置の配管内を通 過することから、格納容器内水 素濃度(D/W)または格納容 器内水素濃度(S/C)により 推定する。
	(3) 耐圧強化ベント系			
適用される	主要パラメータ	代替パラメータ		
原子炉の状態	要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニ タの1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルにより推 定する。	

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

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換※10</p>	(4) 残留熱除去系			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
		要素	要素	推定方法
	残留熱除去系熱交換器入口温度		①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッションプール水温度	原子炉圧力容器温度およびサブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度		①残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。	
残留熱除去系ポンプ出口流量		②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	原子炉補機冷却水系統流量および残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
残留熱除去系ポンプ出口流量		①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。	
残留熱除去系ポンプ出口流量		②残留熱除去系ポンプ出口圧力	残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。	
※10：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。				
<p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>				
<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>				



変更前	変更後			理由	
<p style="text-align: center;">運 転 起 動 高 温 停 止</p>	1.3. 格納容器バイパスの監視			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	(1) 原子炉圧力容器内の状態				
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		
	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位	①主要パラメータの他 チャンネル		原子炉水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②原子炉水位(SA広帯域)		原子炉水位(SA広帯域)により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位	①主要パラメータの他 チャンネル		原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②原子炉水位(SA燃料域)		原子炉水位(SA燃料域)により推定する。
	原子炉水位(SA 広帯域)	原子炉水位	①原子炉水位(広帯域)		原子炉水位(広帯域)により推定する。
	原子炉水位(SA 燃料域)	原子炉水位	①原子炉水位(燃料域)		原子炉水位(燃料域)により推定する。
	原子炉圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル		原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
			②原子炉圧力(SA)		原子炉圧力(SA)により推定する。
			③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
①主要パラメータの他 チャンネル			原子炉圧力(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力(SA)	②原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。		
		③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。		

変更前	変更後			理由
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	(2) 原子炉格納容器内の状態			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
		要素	要素	推定方法
		ドライウエル 温度	①主要パラメータの他の 検出器	ドライウエル温度の1つの検 出器が故障した場合は、他の検 出器により推定する。
			②ドライウエル圧力	飽和温度／圧力の関係を利用 してドライウエル圧力により ドライウエル温度を推定する。
		ドライウエル圧 力	①圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力により推定す る。
			②ドライウエル温度	飽和温度／圧力の関係を利用 してドライウエル温度により ドライウエル圧力を推定する。
			③ [ドライウエル圧力]	監視可能であればドライウエ ル圧力（常用計器）により、ド ライウエル圧力を推定する。
	(3) 原子炉建屋内の状態			
	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	
	要素	要素	推定方法	
	高圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA）	原子炉圧力、原子炉圧力（SA） の低下により格納容器パイパ スの発生を推定する。	
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ（有効監視 パラメータ）により格納容器パ イパスの発生を推定する。	
	残留熱除去系 ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA）	原子炉圧力、原子炉圧力（SA） の低下により格納容器パイパ スの発生を推定する。	
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ（有効監視 パラメータ）により格納容器パ イパスの発生を推定する。	
	低圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA）	原子炉圧力、原子炉圧力（SA） の低下により格納容器パイパ スの発生を推定する。	
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ（有効監視 パラメータ）により格納容器パ イパスの発生を推定する。	
<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 （新規基準の施行に伴 う変更）</p>				

変更前	変更後			理由		
<p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>*11</sup></p>	<p>1.4. 水源の確保</p>	<p>主要パラメータ</p>	<p>代替パラメータ</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>		
		<p>適用される 原子炉の状態</p>	<p>要素</p>		<p>要素</p>	<p>推定方法</p>
		<p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>*11</sup></p>	<p>復水貯蔵タンク 水位</p>		<p>① 高压代替注水系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） ① 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） ① 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量</p>	<p>高压代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量および原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p>
					<p>② 高压代替注水系ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力</p>	<p>復水貯蔵タンクを水源とする高压代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力および復水移送ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。</p>
		<p>③ 原子炉水位（広帯域） ③ 原子炉水位（燃料域） ③ 原子炉水位（SA広帯域） ③ 原子炉水位（SA燃料域）</p>	<p>注水先の原子炉水位の変化量により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p>			

変更前	変更後			理由
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
		要素	要素 推定方法	
		圧力抑制室水位	<p>①主要パラメータの他チャンネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力</p>	<p>圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 サブプレッションチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイ系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 サブプレッションチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。</p>
<p>※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p>				
<p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p>				
<p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>				

変更前	変更後			理由											
<p>変更前</p>	<p>1.5. 原子炉建屋内の水素濃度</p>			<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>											
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1005 173 1189 236">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1189 173 1355 236">主要パラメータ</th> <th colspan="2" data-bbox="1355 173 1870 204">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1189 236 1355 268">要素</td> <td data-bbox="1355 236 1624 268">要素</td> <td data-bbox="1624 236 1870 268">推定方法</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1005 268 1189 533" rowspan="2"> <p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※12</sup></p> </td> <td data-bbox="1189 268 1355 533" rowspan="2"> <p>原子炉建屋内 水素濃度<sup>※13</sup></p> </td> <td data-bbox="1355 268 1624 359"> <p>①主要パラメータの他チャンネル</p> </td> <td data-bbox="1624 268 1870 359"> <p>原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1355 359 1624 533"> <p>②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置<sup>※14</sup></p> </td> <td data-bbox="1624 359 1870 533"> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（静的触媒式水素再結合装置入口および出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ		代替パラメータ			要素	要素	推定方法	<p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※12</sup></p>	<p>原子炉建屋内 水素濃度<sup>※13</sup></p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>	<p>②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置<sup>※14</sup></p>
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ													
	要素	要素	推定方法												
<p>運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換<sup>※12</sup></p>	<p>原子炉建屋内 水素濃度<sup>※13</sup></p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>												
		<p>②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置<sup>※14</sup></p>	<p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（静的触媒式水素再結合装置入口および出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p>												
<p>変更前</p>	<p>1.6. 原子炉格納容器内の酸素濃度</p>														
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1005 812 1189 874">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1189 812 1355 874">主要パラメータ</th> <th colspan="2" data-bbox="1355 812 1870 842">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1189 874 1355 906">要素</td> <td data-bbox="1355 874 1624 906">要素</td> <td data-bbox="1624 874 1870 906">推定方法</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1005 906 1189 1422" rowspan="2"> <p>運 転 起 動 高温停止</p> </td> <td data-bbox="1189 906 1355 1422" rowspan="2"> <p>格納容器内 雰囲気酸素濃度</p> </td> <td data-bbox="1355 906 1624 968"> <p>①主要パラメータの他チャンネル</p> </td> <td data-bbox="1624 906 1870 968"> <p>格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1355 968 1624 1422"> <p>②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力</p> </td> <td data-bbox="1624 968 1870 1422"> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ドライウェル圧力および圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	適用される 原子炉の状態	主要パラメータ		代替パラメータ			要素	要素	推定方法	<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>格納容器内 雰囲気酸素濃度</p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>	<p>②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力</p>
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ													
	要素	要素	推定方法												
<p>運 転 起 動 高温停止</p>	<p>格納容器内 雰囲気酸素濃度</p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>												
		<p>②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力</p>	<p>格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ドライウェル圧力および圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</p>												

変更前

変更後

理由

1.7. 使用済燃料プールの監視<sup>※15</sup>

適用される 原子炉の状態	主要パラメータ		代替パラメータ	
	要素	要素	要素	推定方法
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）により、水位・温度を推定する。
		②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により放射線量／水位の関係を利用して使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）および使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。	
		②使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。	
使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）および使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により使用済燃料プールの状態を推定する。	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

※15：「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。

変更前	変更後	理由																											
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 167 1881 399"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>計測制御課長 または 電気課長</td> </tr> <tr> <td>2. 動作不能でないことを指示により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長 または 計測制御課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1008 454 1881 1380"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</td> <td>A1. 発電課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに   速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合</td> <td>B1. 発電課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに   速やかに  30日間</td> </tr> <tr> <td>C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合</td> <td>C1. 発電課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">D. 運転、起動または高温停止において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>E. 冷温停止、燃料交換において条件A、BまたはCの措置を完了時間以内に達成できない場合</td> <td>E1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長 または 電気課長	2. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長 または 計測制御課長	条件	要求される措置	完了時間	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A1. 発電課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   速やかに  30日間	B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B1. 発電課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   速やかに  30日間	C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C1. 発電課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間	D. 運転、起動または高温停止において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	E. 冷温停止、燃料交換において条件A、BまたはCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																											
1. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長 または 電気課長																											
2. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長 または 計測制御課長																											
条件	要求される措置	完了時間																											
A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A1. 発電課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   速やかに  30日間																											
	B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B1. 発電課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに   速やかに  30日間																										
		C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C1. 発電課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間																									
D. 運転、起動または高温停止において条件A、BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合		D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間																										
	E. 冷温停止、燃料交換において条件A、BまたはCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E1. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに																										

変更前	変更後	理由																																			
<p>(なし)</p>	<p>66-13-2 補助パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 226 1863 331"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 226 1263 264">項 目</th> <th data-bbox="1263 226 1863 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1263 331">補助パラメータ</td> <td data-bbox="1263 264 1863 331">補助パラメータを計測する計器が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>1. 電源関係</p> <table border="1" data-bbox="1008 395 1863 1075"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 395 1178 488">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1178 395 1621 488">補助パラメータ</th> <th data-bbox="1621 395 1863 488">動作可能 であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 488 1178 526" rowspan="13">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1178 488 1621 526">6-2F-1 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 488 1863 526">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 526 1621 564">6-2F-2 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 526 1863 564">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 564 1621 603">6-2C 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 564 1863 603">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 603 1621 641">6-2D 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 603 1863 641">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 641 1621 679">6-2H 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 641 1863 679">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 679 1621 718">4-2C 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 679 1863 718">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 718 1621 756">4-2D 母線電圧</td> <td data-bbox="1621 718 1863 756">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 756 1621 794">125V 直流主母線2A 電圧</td> <td data-bbox="1621 756 1863 794">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 794 1621 833">125V 直流主母線2B 電圧</td> <td data-bbox="1621 794 1863 833">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 833 1621 871">125V 直流主母線2A-1 電圧</td> <td data-bbox="1621 833 1863 871">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 871 1621 909">125V 直流主母線2B-1 電圧</td> <td data-bbox="1621 871 1863 909">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 909 1621 948">HPCS125V 直流主母線電圧</td> <td data-bbox="1621 909 1863 948">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 986 1178 1075">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1178 986 1621 1075">250V 直流主母線電圧</td> <td data-bbox="1621 986 1863 1075">1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：計測対象の系統本体が動作可能であることを要求されない場合を除く。</p>	項 目	運転上の制限	補助パラメータ	補助パラメータを計測する計器が動作可能であること※1	適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	6-2F-1 母線電圧	1	6-2F-2 母線電圧	1	6-2C 母線電圧	1	6-2D 母線電圧	1	6-2H 母線電圧	1	4-2C 母線電圧	1	4-2D 母線電圧	1	125V 直流主母線2A 電圧	1	125V 直流主母線2B 電圧	1	125V 直流主母線2A-1 電圧	1	125V 直流主母線2B-1 電圧	1	HPCS125V 直流主母線電圧	1	運 転 起 動 高温停止	250V 直流主母線電圧	1	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																																				
補助パラメータ	補助パラメータを計測する計器が動作可能であること※1																																				
適用される 原子炉の状態	補助パラメータ	動作可能 であるべき チャンネル数																																			
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	6-2F-1 母線電圧	1																																			
	6-2F-2 母線電圧	1																																			
	6-2C 母線電圧	1																																			
	6-2D 母線電圧	1																																			
	6-2H 母線電圧	1																																			
	4-2C 母線電圧	1																																			
	4-2D 母線電圧	1																																			
	125V 直流主母線2A 電圧	1																																			
	125V 直流主母線2B 電圧	1																																			
	125V 直流主母線2A-1 電圧	1																																			
	125V 直流主母線2B-1 電圧	1																																			
	HPCS125V 直流主母線電圧	1																																			
	運 転 起 動 高温停止	250V 直流主母線電圧	1																																		



変更前	変更後	理由																					
	<p data-bbox="1010 142 1111 164"><u>2. その他</u></p> <table border="1" data-bbox="1010 165 1854 368"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 165 1167 256"><u>適用される 原子炉の状態</u></th> <th data-bbox="1167 165 1637 256"><u>補助パラメータ</u></th> <th data-bbox="1637 165 1854 256"><u>動作可能 であるべき チャンネル数</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 256 1167 309"><u>運 転</u></td> <td data-bbox="1167 256 1637 309"><u>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</u></td> <td data-bbox="1637 256 1854 309"><u>1</u>※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 309 1167 368"><u>起 動</u> <u>高温停止</u></td> <td data-bbox="1167 309 1637 368"><u>代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口 圧力</u></td> <td data-bbox="1637 309 1854 368"><u>1</u>※3</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1010 376 1379 399">※2：高圧窒素ガス供給系1系列あたり。</p> <p data-bbox="1010 405 1420 427">※3：代替高圧窒素ガス供給系1系列あたり。</p> <p data-bbox="1010 528 1149 550"><u>(2) 確認事項</u></p> <table border="1" data-bbox="1010 552 1854 836"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 552 1451 596"><u>項 目</u></th> <th data-bbox="1451 552 1648 596"><u>頻 度</u></th> <th data-bbox="1648 552 1854 596"><u>担 当</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 596 1451 676"><u>1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器 の機能を確認する。</u></td> <td data-bbox="1451 596 1648 676"><u>定事検停止時</u></td> <td data-bbox="1648 596 1854 676"><u>電気課長</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 676 1451 756"><u>2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器の チャンネル校正を実施する。</u></td> <td data-bbox="1451 676 1648 756"><u>定事検停止時</u></td> <td data-bbox="1648 676 1854 756"><u>計測制御課長</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 756 1451 836"><u>3. 補助パラメータを監視する計器が健全であ ることを確認する。</u></td> <td data-bbox="1451 756 1648 836"><u>1ヶ月に1回</u></td> <td data-bbox="1648 756 1854 836"><u>発電課長</u></td> </tr> </tbody> </table>	<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>補助パラメータ</u>	<u>動作可能 であるべき チャンネル数</u>	<u>運 転</u>	<u>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</u>	<u>1</u> ※2	<u>起 動</u> <u>高温停止</u>	<u>代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口 圧力</u>	<u>1</u> ※3	<u>項 目</u>	<u>頻 度</u>	<u>担 当</u>	<u>1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器 の機能を確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>電気課長</u>	<u>2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器の チャンネル校正を実施する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>計測制御課長</u>	<u>3. 補助パラメータを監視する計器が健全であ ることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>発電課長</u>	<p data-bbox="1901 165 2125 280">原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 （新規制基準の施行に伴 う変更）</p>
<u>適用される 原子炉の状態</u>	<u>補助パラメータ</u>	<u>動作可能 であるべき チャンネル数</u>																					
<u>運 転</u>	<u>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</u>	<u>1</u> ※2																					
<u>起 動</u> <u>高温停止</u>	<u>代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口 圧力</u>	<u>1</u> ※3																					
<u>項 目</u>	<u>頻 度</u>	<u>担 当</u>																					
<u>1. 補助パラメータ（電源関係）を監視する計器 の機能を確認する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>電気課長</u>																					
<u>2. 補助パラメータ（その他）を監視する計器の チャンネル校正を実施する。</u>	<u>定事検停止時</u>	<u>計測制御課長</u>																					
<u>3. 補助パラメータを監視する計器が健全であ ることを確認する。</u>	<u>1ヶ月に1回</u>	<u>発電課長</u>																					

変更前	変更後			理由	
	(3) 要求される措置			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）	
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>		<u>完了時間</u>
	運 転 起 動 高温停止	A. <u>補助パラメータを計測する計器が動作不能の場合</u>	A1. 発電課長は、 <u>代替措置※4</u> を検討し、 <u>原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u> および A2. 発電課長は、 <u>当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。</u> および A3. 発電課長は、 <u>当該計器を動作可能な状態に復旧する。</u>		速やかに  速やかに  30日間
		B. <u>条件AのA1またはA2で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. 発電課長は、 <u>当該計器を動作可能な状態に復旧する。</u>		3日間
		C. <u>条件AのA3または条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	C1. 発電課長は、 <u>高温停止にする。</u> および C2. 発電課長は、 <u>冷温停止にする。</u>		24時間  36時間
	冷温停止 燃料交換	A. <u>補助パラメータを計測する計器が動作不能の場合</u>	A1. 発電課長は、 <u>当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A2. 発電課長は、 <u>代替措置※4</u> を検討し、 <u>原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u> および A3. 発電課長は、 <u>当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。</u>		速やかに  速やかに  速やかに
	※4：代替計器等による監視をいう。				

変更前	変更後	理由								
<p>(なし)</p>	<p>66-13-3 可搬型計測器</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>								
	<p>(1) 運転上の制限</p>									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 204 1326 268">項 目</th> <th data-bbox="1326 204 1872 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 268 1326 354">可搬型計測器</td> <td data-bbox="1326 268 1872 354">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>		項 目	運転上の制限	可搬型計測器	所要数が動作可能であること				
	項 目		運転上の制限							
	可搬型計測器		所要数が動作可能であること							
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 363 1236 454">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1236 363 1610 454">設 備</th> <th data-bbox="1610 363 1872 454">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 454 1236 619">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1236 454 1610 619">可搬型計測器</td> <td data-bbox="1610 454 1872 619">2.5 個</td> </tr> </tbody> </table>	適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	可搬型計測器	2.5 個				
適用される原子炉の状態	設 備	所要数								
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	可搬型計測器	2.5 個								
<p>(2) 確認事項</p>										
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 662 1509 710">項 目</th> <th data-bbox="1509 662 1688 710">頻 度</th> <th data-bbox="1688 662 1872 710">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 710 1509 829">1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。</td> <td data-bbox="1509 710 1688 829">1年に1回</td> <td data-bbox="1688 710 1872 829">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 829 1509 901">2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1509 829 1688 901">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1688 829 1872 901">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	担 当	1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。	1年に1回	計測制御課長	2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	
項 目	頻 度	担 当								
1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。	1年に1回	計測制御課長								
2. 所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長								

変更前	変更後			理由
	(3) 要求される措置			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
運 転 起 動 高温停止	A. <u>動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	A1. <u>防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u> または A2. <u>防災課長は、代替措置<sup>※1</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する<sup>※2</sup>。</u>	30日間  30日間	
	B. <u>条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</u>	B1. <u>発電課長は、高温停止にする。</u> および B2. <u>発電課長は、冷温停止にする。</u>	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換	A. <u>動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合</u>	A1. <u>防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</u> および A2. <u>防災課長は、代替措置<sup>※1</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</u>	速やかに  速やかに	
<p>※1：代替品の補充等をいう。</p>				
<p>※2：30日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、30日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>				

変更前	変更後	理由														
<p><u>(なし)</u></p>	<p>66-13-4 パラメータ記録</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 228 1877 336"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 228 1256 268">項 目</th> <th data-bbox="1256 228 1877 268">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 268 1256 336"><u>パラメータ記録</u></td> <td data-bbox="1256 268 1877 336"><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）が動作可能であること</u></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 368 1877 632"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 368 1169 432">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1169 368 1749 432">設 備</th> <th data-bbox="1749 368 1877 432">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 432 1169 632" rowspan="3"> <u>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</u> </td> <td data-bbox="1169 432 1386 496">データ収集装置</td> <td data-bbox="1386 432 1749 496">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1169 496 1386 560">安全パラメータ表示システム（SPDS）</td> <td data-bbox="1386 496 1749 560">SPDS伝送装置</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1169 560 1386 632">SPDS表示装置</td> <td data-bbox="1386 560 1749 632">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「66-17-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	<u>パラメータ記録</u>	<u>安全パラメータ表示システム（SPDS）が動作可能であること</u>	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	<u>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</u>	データ収集装置	※1	安全パラメータ表示システム（SPDS）	SPDS伝送装置	SPDS表示装置	※1	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限															
<u>パラメータ記録</u>	<u>安全パラメータ表示システム（SPDS）が動作可能であること</u>															
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数														
<u>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</u>	データ収集装置	※1														
	安全パラメータ表示システム（SPDS）	SPDS伝送装置														
	SPDS表示装置	※1														

変更前	変更後	理由																																							
<p>(なし)</p>	<p>表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備</p> <p>66-14-1 中央制御室の居住性確保</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 518"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">被ばく 低減設備</td> <td>(1) 中央制御室換気空調系が動作可能であること※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td>(2) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が動作可能であること※<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>(3) データ表示装置（待避所）、差圧計（中央制御室待避所用）、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の所要数が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>その他設備</td> <td>可搬型照明（SA）の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 550 1870 1125"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※<sup>4</sup> または原子炉建 屋原子炉棟内で 照射された燃料 に係る作業時</td> <td>中央制御室送風機</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室排風機</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室再循環送風機</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室再循環フィルタ装置</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）</td> <td>40本</td> </tr> <tr> <td>データ表示装置（待避所）</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度計（中央制御室用）</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>二酸化炭素濃度計（中央制御室用）</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>差圧計（中央制御室待避所用）</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>可搬型照明（SA）</td> <td>6個</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備（固定型）</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>無線連絡設備（固定型）</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：隔離に必要なバウンダリ※<sup>3</sup>、ダクトおよびダンパを含む。また、当該系統が動作不能時は、「第56条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：正圧化に必要なバウンダリ※<sup>3</sup>、弁および配管を含む。</p> <p>※3：バウンダリの一時的な開放については、速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※4：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※5：「66-17-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	被ばく 低減設備	(1) 中央制御室換気空調系が動作可能であること※ <sup>1</sup>	(2) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が動作可能であること※ <sup>2</sup>	(3) データ表示装置（待避所）、差圧計（中央制御室待避所用）、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の所要数が動作可能であること	その他設備	可搬型照明（SA）の所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ <sup>4</sup> または原子炉建 屋原子炉棟内で 照射された燃料 に係る作業時	中央制御室送風機	1台	中央制御室排風機	1台	中央制御室再循環送風機	1台	中央制御室再循環フィルタ装置	1基	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）	40本	データ表示装置（待避所）	1台	酸素濃度計（中央制御室用）	2個	二酸化炭素濃度計（中央制御室用）	2個	差圧計（中央制御室待避所用）	1台	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型照明（SA）	6個	衛星電話設備（固定型）	※5	無線連絡設備（固定型）	※5	常設代替交流電源設備	※6	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																								
被ばく 低減設備	(1) 中央制御室換気空調系が動作可能であること※ <sup>1</sup>																																								
	(2) 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が動作可能であること※ <sup>2</sup>																																								
	(3) データ表示装置（待避所）、差圧計（中央制御室待避所用）、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の所要数が動作可能であること																																								
その他設備	可搬型照明（SA）の所要数が動作可能であること																																								
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																																							
運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ <sup>4</sup> または原子炉建 屋原子炉棟内で 照射された燃料 に係る作業時	中央制御室送風機	1台																																							
	中央制御室排風機	1台																																							
	中央制御室再循環送風機	1台																																							
	中央制御室再循環フィルタ装置	1基																																							
	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）	40本																																							
	データ表示装置（待避所）	1台																																							
	酸素濃度計（中央制御室用）	2個																																							
	二酸化炭素濃度計（中央制御室用）	2個																																							
	差圧計（中央制御室待避所用）	1台																																							
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	可搬型照明（SA）	6個																																							
	衛星電話設備（固定型）	※5																																							
	無線連絡設備（固定型）	※5																																							
	常設代替交流電源設備	※6																																							

変更前	変更後			理由																																				
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1010 167 1881 1372"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 167 1559 199">項 目</th> <th data-bbox="1559 167 1720 199">頻 度</th> <th data-bbox="1720 167 1881 199">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 199 1559 263">1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="1559 199 1720 263">定事検停止時</td> <td data-bbox="1720 199 1881 263">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 263 1559 327">2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="1559 263 1720 327">定事検停止時</td> <td data-bbox="1720 263 1881 327">放射線管理課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 327 1559 454">3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1559 327 1720 454">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 327 1881 454">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 454 1559 638">4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンパ、中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室少量外気取入ダンパおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1559 454 1720 638">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 454 1881 638">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 638 1559 758">5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="1559 638 1720 758">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 638 1881 758">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 758 1559 837">6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1559 758 1720 837">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 758 1881 837">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 837 1559 901">7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="1559 837 1720 901">定事検停止時</td> <td data-bbox="1720 837 1881 901">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 901 1559 1029">8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、差圧計（中央制御室待避所用）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="1559 901 1720 1029">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 901 1881 1029">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 1029 1559 1181">9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1559 1029 1720 1181">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 1029 1881 1181">発電課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 1181 1559 1244">10. 酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の計器校正を実施する。</td> <td data-bbox="1559 1181 1720 1244">1年に1回</td> <td data-bbox="1720 1181 1881 1244">計測制御課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 1244 1559 1372">11. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、データ表示装置（待避所）の伝送確認を実施する。</td> <td data-bbox="1559 1244 1720 1372">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1720 1244 1881 1372">発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1010 1372 1523 1404">*7：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>			項 目	頻 度	担 当	1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉課長	2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。	定事検停止時	放射線管理課長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンパ、中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室少量外気取入ダンパおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパが動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長	6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長	7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長	8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、差圧計（中央制御室待避所用）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長	10. 酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の計器校正を実施する。	1年に1回	計測制御課長	11. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、データ表示装置（待避所）の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	頻 度	担 当																																						
1. 中央制御室換気空調系の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉課長																																						
2. 中央制御室再循環フィルタ装置の性能確認を実施する。	定事検停止時	放射線管理課長																																						
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室換気空調系を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																						
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室排風機出口ダンパ、中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室少量外気取入ダンパおよび中央制御室再循環フィルタ装置入口ダンパが動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																						
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避所加圧設備（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長																																						
6. 可搬型照明（SA）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長																																						
7. 差圧計（中央制御室待避所用）の計器校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長																																						
8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、差圧計（中央制御室待避所用）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																																						
9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電課長																																						
10. 酸素濃度計（中央制御室用）および二酸化炭素濃度計（中央制御室用）の計器校正を実施する。	1年に1回	計測制御課長																																						
11. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 *7または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、データ表示装置（待避所）の伝送確認を実施する。	1ヶ月に1回	発電課長																																						

変更前	変更後			理由
	(3) 要求される措置			
	<u>適用される 原子炉 の 状 態</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
	<u>運 転 起 動 高温停止</u>	A. <u>中央制御室換気空調系が 動作不能の場合</u>	A1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を 起動し、動作可能であることを確認す る <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動 作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統を動作可能な 状態に復旧する。	<u>速やかに</u>  <u>10日間</u>
		B. <u>中央制御室待避所加圧設 備（空気ポンプ）が動作不 能の場合</u>	B1. 発電課長は、残留熱除去系3系列を 起動し、動作可能であることを確認す る <sup>※8</sup> とともに、その他の設備 <sup>※9</sup> が動 作可能であることを確認する。 および B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実施 する。 および B3. 防災課長は、当該系統を動作可能な 状態に復旧する。	<u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>
		C. <u>動作可能なデータ表示装 置（待避所）、差圧計（中 央制御室待避所用）、酸素 濃度計（中央制御室用）、 二酸化炭素濃度計（中央制 御室用）または可搬型照明 （SA）が所要数を満足し ていない場合</u>	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な 状態に復旧する。 または C2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実施 する <sup>※11</sup> 。	<u>10日間</u>  <u>10日間</u>
	D. <u>条件 A、B または C で要求 される措置を完了時間内 に達成できない場合</u>	D1. 発電課長は、高温停止にする。 および D2. 発電課長は、冷温停止にする。	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	
原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 （新規制基準の施行に伴 う変更）				



変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型照明（S A）が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
	炉心変更時 <sup>※12</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>※12</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電課長は、炉心変更を中止する。 および A2. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※9：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p> <p>※12：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p>					

変更前	変更後	理由										
(なし)	<p>66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>										
	<p>(1) 運転上の制限</p>		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1012 226 1352 258">項 目</th> <th data-bbox="1352 226 1863 258">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1012 258 1352 328">原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置※1</td> <td data-bbox="1352 258 1863 328">原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置※1	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であること					
	項 目		運転上の制限									
	原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置※1		原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であること									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1012 357 1196 421">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1196 357 1657 421">設 備</th> <th data-bbox="1657 357 1863 421">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1012 421 1196 536">運 転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="1196 421 1657 536">原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置</td> <td data-bbox="1657 421 1863 536">24台</td> </tr> </tbody> </table>		適用される原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	24台	<p>※1：「原子炉建屋ブローアウトパネルおよび閉止装置」のうち原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能は、「第49条 原子炉建屋」で確認する。</p>			
	適用される原子炉の状態		設 備	所要数								
	運 転 起 動 高温停止		原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	24台								
	<p>(2) 確認事項</p>		<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1012 721 1576 753">項 目</th> <th data-bbox="1576 721 1733 753">頻 度</th> <th data-bbox="1733 721 1863 753">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1012 753 1576 817">1. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。</td> <td data-bbox="1576 753 1733 817">定事検停止時</td> <td data-bbox="1733 753 1863 817">原子炉課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1012 817 1576 906">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1576 817 1733 906">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1733 817 1863 906">発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	頻 度	担 当	1. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
	項 目		頻 度	担 当								
	1. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。		定事検停止時	原子炉課長								
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長										
<p>(3) 要求される措置</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1012 1008 1196 1040">条 件</th> <th data-bbox="1196 1008 1742 1040">要求される措置</th> <th data-bbox="1742 1008 1863 1040">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1012 1040 1196 1264">A. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1196 1040 1742 1264">A1. 発電課長は、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 および A2. 発電課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="1742 1040 1863 1264">速やかに  3日間  10日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1012 1264 1196 1378">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td data-bbox="1196 1264 1742 1378">B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。</td> <td data-bbox="1742 1264 1863 1378">24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作不能の場合	A1. 発電課長は、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 および A2. 発電課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間  36時間		
条 件	要求される措置	完了時間										
A. 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が動作不能の場合	A1. 発電課長は、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が健全であることを確認する。 および A2. 発電課長は、代替措置※2を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間										
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間  36時間										
<p>※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。</p>												

変更前	変更後	理由																										
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表66-15 監視測定設備</p> <p>66-15-1 監視測定設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1854 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1272 325">項 目</th> <th data-bbox="1272 288 1854 325">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 325 1272 395">監視測定設備</td> <td data-bbox="1272 325 1854 395">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 424 1854 1098"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 424 1191 488">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1191 424 1637 488">設 備</th> <th data-bbox="1637 424 1854 488">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 488 1191 544" rowspan="9" style="text-align: center; vertical-align: middle;">                     運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換                 </td> <td data-bbox="1191 488 1637 544"><u>γ線サーベイメータ</u></td> <td data-bbox="1637 488 1854 544" style="text-align: center;"><u>2台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 544 1637 608"><u>β線サーベイメータ</u></td> <td data-bbox="1637 544 1854 608" style="text-align: center;"><u>2台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 608 1637 679"><u>α線サーベイメータ</u></td> <td data-bbox="1637 608 1854 679" style="text-align: center;"><u>1台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 679 1637 746"><u>電離箱サーベイメータ</u></td> <td data-bbox="1637 679 1854 746" style="text-align: center;"><u>2台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 746 1637 818"><u>可搬型ダスト・よう素サンブラ</u></td> <td data-bbox="1637 746 1854 818" style="text-align: center;"><u>2台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 818 1637 890"><u>可搬型モニタリングポスト*1</u></td> <td data-bbox="1637 818 1854 890" style="text-align: center;"><u>9台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 890 1637 962"><u>常設代替交流電源設備</u></td> <td data-bbox="1637 890 1854 962" style="text-align: center;"><u>※2</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 962 1637 1034"><u>代替気象観測設備*1</u></td> <td data-bbox="1637 962 1854 1034" style="text-align: center;"><u>1台</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1191 1034 1637 1098"><u>小型船舶</u></td> <td data-bbox="1637 1034 1854 1098" style="text-align: center;"><u>1艇</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：データ処理装置を含む。</p> <p>※2：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	監視測定設備	所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	<u>γ線サーベイメータ</u>	<u>2台</u>	<u>β線サーベイメータ</u>	<u>2台</u>	<u>α線サーベイメータ</u>	<u>1台</u>	<u>電離箱サーベイメータ</u>	<u>2台</u>	<u>可搬型ダスト・よう素サンブラ</u>	<u>2台</u>	<u>可搬型モニタリングポスト*1</u>	<u>9台</u>	<u>常設代替交流電源設備</u>	<u>※2</u>	<u>代替気象観測設備*1</u>	<u>1台</u>	<u>小型船舶</u>	<u>1艇</u>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																											
監視測定設備	所要数が動作可能であること																											
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																										
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	<u>γ線サーベイメータ</u>	<u>2台</u>																										
	<u>β線サーベイメータ</u>	<u>2台</u>																										
	<u>α線サーベイメータ</u>	<u>1台</u>																										
	<u>電離箱サーベイメータ</u>	<u>2台</u>																										
	<u>可搬型ダスト・よう素サンブラ</u>	<u>2台</u>																										
	<u>可搬型モニタリングポスト*1</u>	<u>9台</u>																										
	<u>常設代替交流電源設備</u>	<u>※2</u>																										
	<u>代替気象観測設備*1</u>	<u>1台</u>																										
	<u>小型船舶</u>	<u>1艇</u>																										

変更前	変更後			理由
	(2) 確認事項			
	項 目	頻 度	担 当	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	1. 所要数のγ線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	2. 所要数のβ線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	3. 所要数のα線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	4. 所要数の電離箱サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	5. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	6. 所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	7. 所要数の代替気象観測設備の機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長	
	8. 所要数のγ線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	9. 所要数のβ線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	10. 所要数のα線サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	11. 所要数の電離箱サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	12. 所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	13. 所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	14. 所要数の代替気象観測設備が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	15. 所要数の小型船舶が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長	
	(3) 要求される措置			
	条 件	要求される措置		完了時間
	A. 動作可能な監視測定設備が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置*3を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。		速やかに   速やかに
	※3：代替品の補充等をいう。			

変更前	変更後	理由																												
<p>(なし)</p>	<p>表66-16 緊急時対策所</p> <p>66-16-1 緊急時対策所の居住性確保</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1043 288 1912 523"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>被ばく 低減設備</td> <td>(1) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）が動作可能であること※<sup>1</sup> (2) 緊急時対策所非常用送風機および緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作可能であること※<sup>1</sup> (3) 差圧計、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td>その他設備</td> <td>緊急時対策所可搬型エアモニタの所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1043 587 1912 1166"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※<sup>3</sup> または 原子炉建屋原子炉 棟内で照射された 燃料に係る作業時</td> <td>緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）</td> <td>415本</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>緊急時対策所非常用送風機</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所非常用フィルタ装置</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>差圧計</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度計</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>二酸化炭素濃度計</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所可搬型エアモニタ</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型モニタリングポスト</td> <td>※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：正圧化に必要なバウンダリ※<sup>2</sup>、弁および配管を含む。                  ※2：バウンダリの一時的な開放については、速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。                  ※3：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。                  ※4：「66-15-1 監視測定設備」において運転上の制限等を定める。</p>	項目	運転上の制限	被ばく 低減設備	(1) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 緊急時対策所非常用送風機および緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作可能であること※ <sup>1</sup> (3) 差圧計、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること	その他設備	緊急時対策所可搬型エアモニタの所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設備	所要数	運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ <sup>3</sup> または 原子炉建屋原子炉 棟内で照射された 燃料に係る作業時	緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）	415本	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所非常用送風機	1台	緊急時対策所非常用フィルタ装置	1基	差圧計	1台	酸素濃度計	1個	二酸化炭素濃度計	1個	緊急時対策所可搬型エアモニタ	1個		可搬型モニタリングポスト	※4	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																													
被ばく 低減設備	(1) 緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）が動作可能であること※ <sup>1</sup> (2) 緊急時対策所非常用送風機および緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作可能であること※ <sup>1</sup> (3) 差圧計、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること																													
その他設備	緊急時対策所可搬型エアモニタの所要数が動作可能であること																													
適用される 原子炉の状態	設備	所要数																												
運 転 起 動 高温停止 炉心変更時※ <sup>3</sup> または 原子炉建屋原子炉 棟内で照射された 燃料に係る作業時	緊急時対策所加圧設備（空気ポンプ）	415本																												
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所非常用送風機	1台																												
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	1基																												
	差圧計	1台																												
	酸素濃度計	1個																												
	二酸化炭素濃度計	1個																												
	緊急時対策所可搬型エアモニタ	1個																												
	可搬型モニタリングポスト	※4																												

変更前

変更後

理由

(2) 確認事項

項 目	頻 度	担 当
1. 給排気隔離弁（緊急対策室給気）、給排気隔離弁（緊急対策室排気）が開することおよび高圧空気ポンベ出口電動弁が開することならびに給排気隔離弁（緊急対策室室圧調整弁）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	タービン課長
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>※5</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	タービン課長
3. 緊急時対策所非常用送風機の性能確認を実施する。	定事検停止時	タービン課長
4. 緊急時対策所非常用送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 <sup>※5</sup> または原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、給排気隔離弁（緊急対策室給気）および給排気隔離弁（緊急対策室排気）が開することならびに給排気隔離弁（緊急対策室室圧調整弁）および給排気隔離弁（建屋差圧排気隔離弁）が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	防災課長
6. 緊急時対策所非常用フィルタ装置の性能確認を実施する。	定事検停止時	放射線管理課長
7. 緊急時対策所非常用フィルタ装置が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長
8. 差圧計の計器校正を実施する。	定事検停止時	計測制御課長
9. 差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	計測制御課長
10. 酸素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	計測制御課長
11. 酸素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計測制御課長
12. 二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	計測制御課長
13. 二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計測制御課長
14. 緊急時対策所可搬型エアモニタの機能確認を実施する。	1年に1回	放射線管理課長
15. 緊急時対策所可搬型エアモニタが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理課長

※5：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後				理由	
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	(3) 要求される措置				<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴 う変更)</p>	
	<p>条 件</p>	<p>要求される措置</p>	<p>完了時間</p>			
	<p>A. 動作可能な緊急時対策所可 搬型エリアモニタが所要数 を満足していない場合</p>	<p>A1. 防災課長は、当該設備を動作可能 な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに</p>			
	<p>B. 緊急時対策所非常用送風機 が動作不能の場合</p>	<p>B1. 防災課長は、当該システムを動作可能 な状態に復旧する。</p>	<p>10日間</p>			
	<p>C. 緊急時対策所非常用フィル タ装置が動作不能の場合</p>	<p>C1. 防災課長は、当該システムを動作可能 な状態に復旧する。</p>	<p>10日間</p>			
	<p>D. 緊急時対策所加圧設備(空気 ポンプ)が動作不能の場合</p>	<p>D1. 防災課長は、当該システムを動作可能 な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する<sup>※8</sup>。</p>	<p>10日間  10日間</p>			
	<p>E. 動作可能な差圧計、酸素濃度 計または二酸化炭素濃度計 が所要数を満足していない 場合</p>	<p>E1. 防災課長は、当該設備を動作可能 な状態に復旧する。 または E2. 防災課長は、代替措置<sup>※7</sup>を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実 施する<sup>※8</sup>。</p>	<p>10日間  10日間</p>			
	<p>F. 条件B、C、DまたはEで要求 される措置を完了時間内に 達成できない場合</p>	<p>F1. 発電課長は、高温停止にする。 および F2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間  36時間</p>			

変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な緊急時対策所可搬型エリアモニタが所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
		B. 緊急時対策所非常用送風機が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	
		C. 緊急時対策所非常用フィルタ装置が動作不能の場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	
		D. 動作可能な差圧計、酸素濃度計または二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
	炉心変更時 <sup>※6</sup> または 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 緊急時対策所加圧設備（空気ポンベ）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、炉心変更を中止する。 および A2. 発電課長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
	<p>※6：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※7：代替品の補充等をいう。</p> <p>※8：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Fには移行しない。</p>				



変更前	変更後	理由																																											
<p>(なし)</p>	<p>66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1043 225 1912 331"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対策所の代替電源設備</td> <td>緊急時対策所の代替電源設備が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1043 363 1912 815"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>所要値・所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="text-align: center;">                     運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換                 </td> <td>ガスタービン発電機</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電設備軽油タンク</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電機接続盤</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>緊急用高压母線2F系</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>電源車（緊急時対策所用）</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所軽油タンクレベル</td> <td>2,410mm</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用高压母線J系</td> <td>2系列</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移送系の必要な弁および配管を含む。                  ※2：動作可能とは、電源車接続口（緊急時対策建屋北側）に接続できることを含む。                  ※3：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。                  ※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。                  ※5：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1043 1059 1899 1425"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td>2年に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>2. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> <tr> <td>4. 緊急時対策所用高压母線J系が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	緊急時対策所の代替電源設備	緊急時対策所の代替電源設備が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態	設備	所要値・所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機	※3	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4	タンクローリ	※4	軽油タンク	※4	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	※3	ガスタービン発電機接続盤	※5	緊急用高压母線2F系	※5	電源車（緊急時対策所用）	1台	緊急時対策所軽油タンクレベル	2,410mm	緊急時対策所用高压母線J系	2系列	項目	頻度	担当	1. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長	2. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長	4. 緊急時対策所用高压母線J系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																												
緊急時対策所の代替電源設備	緊急時対策所の代替電源設備が動作可能であること※1※2																																												
適用される原子炉の状態	設備	所要値・所要数																																											
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機	※3																																											
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※4																																											
	タンクローリ	※4																																											
	軽油タンク	※4																																											
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	※3																																											
	ガスタービン発電機接続盤	※5																																											
	緊急用高压母線2F系	※5																																											
	電源車（緊急時対策所用）	1台																																											
	緊急時対策所軽油タンクレベル	2,410mm																																											
	緊急時対策所用高压母線J系	2系列																																											
項目	頻度	担当																																											
1. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長																																											
2. 電源車（緊急時対策所用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																																											
3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長																																											
4. 緊急時対策所用高压母線J系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	防災課長																																											

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	<u>適用される原子炉の状態</u>	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	
	運 転 起 動 高温停止	A. 代替電源設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該システムを補完する自主対策設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する <sup>※7</sup> 。	10日間	
			または A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※7</sup> 。	10日間	
			または A3. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間	36時間		
冷温停止 燃料交換	A. 代替電源設備が動作不能の場合	A1. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 1. 防災課長は、当該システムを補完する自主対策設備 <sup>※6</sup> が動作可能であることを確認する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置 <sup>※8</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに	速やかに	速やかに
<p>※6：予備電源車および電車接続口（緊急時対策建屋南側）をいう。</p>					
<p>※7：10日間以内に自主対策設備の確認または代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Bには移行しない。</p>					
<p>※8：代替品の補充等をいう。</p>					

変更前	変更後	理由																																													
<p>(なし)</p>	<p>表66-17 通信連絡を行うために必要な設備</p> <p>66-17-1 通信連絡設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1856 547"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1178 325">項 目</th> <th data-bbox="1178 288 1856 325">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 325 1178 547" rowspan="3">通信連絡設備</td> <td data-bbox="1178 325 1856 376">(1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 376 1856 443">(2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 443 1856 547">(3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 608 1856 1185"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 608 1137 699">適用される原子炉の状態</th> <th colspan="2" data-bbox="1137 608 1740 699">設 備</th> <th data-bbox="1740 608 1856 699">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 699 1137 1185" rowspan="10">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1137 699 1335 866" rowspan="6">緊急時対策所</td> <td data-bbox="1335 699 1529 743">安全パラメータ表示システム(SPDS)</td> <td data-bbox="1529 699 1740 743">SPDS伝送装置*1</td> <td data-bbox="1740 699 1856 743">1式*2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 743 1529 788">SPDS表示装置</td> <td data-bbox="1529 743 1740 788">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 788 1529 833">統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</td> <td data-bbox="1529 788 1740 833">テレビ会議システム</td> <td data-bbox="1740 788 1856 833">1台*3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 833 1529 877">IP電話</td> <td data-bbox="1529 833 1740 877">6台*3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 877 1529 922">IP-FAX</td> <td data-bbox="1529 877 1740 922">3台*3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 922 1529 967">衛星電話設備（固定型）</td> <td data-bbox="1529 922 1740 967">4台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 967 1529 1011">衛星電話設備（携帯型）</td> <td data-bbox="1529 967 1740 1011">10台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 1011 1529 1056">無線連絡設備（固定型）</td> <td data-bbox="1529 1011 1740 1056">4台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 1056 1529 1101">無線連絡設備（携帯型）</td> <td data-bbox="1529 1056 1740 1101">38台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 1011 1335 1056">プロセス計算機室</td> <td data-bbox="1335 1011 1529 1056">安全パラメータ表示システム(SPDS)</td> <td data-bbox="1529 1011 1740 1056">データ収集装置</td> <td data-bbox="1740 1011 1856 1056">1式*2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1137 1056 1335 1101" rowspan="4">中央制御室</td> <td data-bbox="1335 1056 1529 1101">衛星電話設備（固定型）</td> <td data-bbox="1529 1056 1740 1101">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 1101 1529 1145">無線連絡設備（固定型）</td> <td data-bbox="1529 1101 1740 1145">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 1145 1529 1190">無線連絡設備（携帯型）</td> <td data-bbox="1529 1145 1740 1190">5台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1335 1190 1529 1235">携行型通話装置</td> <td data-bbox="1529 1190 1740 1235">10台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：データ収集装置を含む。</p> <p>※2：SPDS伝送装置およびデータ収集装置については、A系またはB系のいずれかにより所内は有線系または無線系回線、所外は有線系または衛星系回線で伝送可能であることをいう。</p> <p>※3：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP電話またはIP-FAXのいずれかにより有線系または衛星系回線で所外へ通信可能であることをいう。</p>	項 目	運転上の制限	通信連絡設備	(1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること	(2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること	(3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数が動作可能であること	適用される原子炉の状態	設 備		所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDS伝送装置*1	1式*2	SPDS表示装置	1台	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	1台*3	IP電話	6台*3	IP-FAX	3台*3	衛星電話設備（固定型）	4台	衛星電話設備（携帯型）	10台	無線連絡設備（固定型）	4台	無線連絡設備（携帯型）	38台	プロセス計算機室	安全パラメータ表示システム(SPDS)	データ収集装置	1式*2	中央制御室	衛星電話設備（固定型）	2台	無線連絡設備（固定型）	2台	無線連絡設備（携帯型）	5台	携行型通話装置	10台	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																																														
通信連絡設備	(1) SPDS伝送装置およびデータ収集装置が動作可能であること																																														
	(2) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）が動作可能であること																																														
	(3) SPDS表示装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）および携行型通話装置の所要数が動作可能であること																																														
適用される原子炉の状態	設 備		所要数																																												
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDS伝送装置*1	1式*2																																											
		SPDS表示装置	1台																																												
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	1台*3																																											
		IP電話	6台*3																																												
		IP-FAX	3台*3																																												
		衛星電話設備（固定型）	4台																																												
	衛星電話設備（携帯型）	10台																																													
	無線連絡設備（固定型）	4台																																													
	無線連絡設備（携帯型）	38台																																													
	プロセス計算機室	安全パラメータ表示システム(SPDS)	データ収集装置	1式*2																																											
中央制御室	衛星電話設備（固定型）	2台																																													
	無線連絡設備（固定型）	2台																																													
	無線連絡設備（携帯型）	5台																																													
	携行型通話装置	10台																																													

変更前	変更後			理由
	(2) 確認事項			原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	項目	頻度	担当	
	1. SPDS 伝送装置, データ収集装置および SPDS 表示装置の伝送機能を確認する。また, データの記録機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長	
	2. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム, IP電話およびIP-FAX）の通話および通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長	
	3. 衛星電話設備（固定型）の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長	
	4. 衛星電話設備（携帯型）の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	技術課長	
	5. 無線連絡設備（固定型）の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長	
	6. 無線連絡設備（携帯型）の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	技術課長 または 発電課長	
	7. 携行型通話装置の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回	発電課長	

変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. SPDS伝送装置 <sup>*4</sup> またはデータ収集装置 <sup>*4</sup> が動作不能である場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。	10日間 <sup>*12</sup>  10日間	
		B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>*5</sup> が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 防災課長は、代替措置 <sup>*9</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。	10日間 <sup>*12</sup>  10日間	
		C. SPDS表示装置 <sup>*4</sup> が動作不能の場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 防災課長は、代替措置 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。	10日間  10日間	
		D. 動作可能な衛星電話設備（固定型） <sup>*6</sup> 、衛星電話設備（携帯型） <sup>*6</sup> 、無線連絡設備（固定型） <sup>*6</sup> 、無線連絡設備（携帯型） <sup>*6</sup> または携行型通話装置 <sup>*6</sup> が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 防災課長は、代替措置 <sup>*11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*8</sup> 。	10日間 <sup>*12</sup>  10日間	
		E. 条件AからDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	

変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	冷温停止 燃料交換	A. SPDS 伝送装置 <sup>※4</sup> またはデータ収集装置 <sup>※4</sup> が動作不能である場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>  速やかに	
		B. 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <sup>※5</sup> が動作不能の場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※9</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>  速やかに	
		C. SPDS 表示装置 <sup>※4</sup> が動作不能の場合	C1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C2. 防災課長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
		D. 動作可能な、衛星電話設備（固定型） <sup>※6</sup> 、衛星電話設備（携帯型） <sup>※6</sup> 、無線連絡設備（固定型） <sup>※6</sup> 、無線連絡設備（携帯型） <sup>※6</sup> または携行型通話装置 <sup>※6</sup> が所要数を満足していない場合	D1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D2. 防災課長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに <sup>※12</sup>  速やかに	
<p>※4：サーバー切替等による一時的なデータ伝送停止は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。また、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴うデータ伝送停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※5：衛星電話設備（固定型）等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※6：連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器等による通信手段を確保することを条件に行う計画的な保全作業および機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検および試験に伴う停止を含む。）は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p>					

変更前	変更後	理由
	<p>※7：<u>SPDS伝送装置およびデータ収集装置の代替措置は、所要の確認対象パラメータを記録し、連絡する要員を確保すること等をいう。</u></p> <p>※8：<u>10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限は継続するが、10日間を超えたとしても条件Eには移行しない。</u></p> <p>※9：<u>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の代替措置は、通信機器の補充等をいう。</u></p> <p>※10：<u>SPDS表示装置の代替措置は、連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保およびあらかじめ記録対象パラメータを定め、記録要員を確保すること等をいう。</u></p> <p>※11：<u>連絡要員の追加や、同種の通信機器の追加または他種の通信機器による通信手段の確保による措置をいう。</u></p> <p>※12：<u>SPDS伝送装置、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）および統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）については、原子炉設置者所掌外の設備（通信衛星等の他の事業者等が所掌する設備）の故障等により運転上の制限を逸脱した場合において、当該要求される措置に対する完了時間を除外する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由																						
<p><u>(なし)</u></p>	<p>表66-18 アクセスルートの確保</p> <p>66-18-1 ブルドーザおよびバックホウ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 287 1870 395"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 287 1254 327">項 目</th> <th data-bbox="1254 287 1870 327">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 327 1254 395">ブルドーザおよび バックホウ</td> <td data-bbox="1254 327 1870 395">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 422 1870 750"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 422 1205 534">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1205 422 1662 534">設 備</th> <th data-bbox="1662 422 1870 534">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 534 1205 641">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1205 534 1662 641">ブルドーザ</td> <td data-bbox="1662 534 1870 641">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 641 1205 750"></td> <td data-bbox="1205 641 1662 750">バックホウ</td> <td data-bbox="1662 641 1870 750">1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 805 1870 1013"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 805 1550 845">項 目</th> <th data-bbox="1550 805 1702 845">頻 度</th> <th data-bbox="1702 805 1870 845">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 845 1550 925">1. ブルドーザについて、所要数が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1550 845 1702 925">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1702 845 1870 925">防災課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 925 1550 1013">2. バックホウについて、所要数が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1550 925 1702 1013">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1702 925 1870 1013">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	ブルドーザおよび バックホウ	所要数が動作可能であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ブルドーザ	1台		バックホウ	1台	項 目	頻 度	担 当	1. ブルドーザについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	2. バックホウについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																							
ブルドーザおよび バックホウ	所要数が動作可能であること																							
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																						
運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	ブルドーザ	1台																						
	バックホウ	1台																						
項 目	頻 度	担 当																						
1. ブルドーザについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																						
2. バックホウについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																						



変更前	変更後				理由
	(3) 要求される措置				
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	
	運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能なブルドーザが所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※2</sup> 。	10日間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
				10日間	
		B. 動作可能なバックホウが所要数を満足していない場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※2</sup> 。	10日間	
				10日間	
		C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能なブルドーザが所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 防災課長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	
		B. 動作可能なバックホウが所要数を満足していない場合	B1. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B2. 防災課長は、代替措置 <sup>※1</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	

※1：代替品の補充等をいう。  
 ※2：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Cには移行しない。

変更前	変更後	理由										
<p>(なし)</p>	<p>表66-19 大容量送水ポンプ</p> <p>66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1010 288 1863 389"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 288 1294 328">項目</th> <th data-bbox="1301 288 1863 328">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 333 1294 389">大容量送水ポンプ(タイプI)</td> <td data-bbox="1301 333 1863 389">大容量送水ポンプ(タイプI)の所要数が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1010 421 1863 695"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 421 1323 483">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1330 421 1659 483">設備</th> <th data-bbox="1666 421 1863 483">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 488 1323 695">                     運転                      起動                      高温停止                      低温停止                      燃料交換                      使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間                 </td> <td data-bbox="1330 488 1659 695">大容量送水ポンプ(タイプI)</td> <td data-bbox="1666 488 1863 695">4台※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、大容量送水ポンプ(タイプI)およびホースにより送水できる(海を水源とするを含む。)ことをいう。                  大容量送水ポンプ(タイプI)を使用する各系統の必要数は以下のとおり。                  【注水設備および水の供給設備※3※4※5】                  「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」、「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」、「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」、「66-9-1 燃料プール代替注水系」、「66-9-2 燃料プールスプレイ系」、「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」および「66-11-3 海水供給設備」：1台×2                  【除熱設備※4】                  「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」：1台×2</p> <p>※2：大容量送水ポンプ(タイプI)は、第1保管エリア、第2保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>※3：注水用ヘッダを含む。</p> <p>※4：ホース延長回収車を含む。必要数は、「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」と合わせて2台×2とする。</p> <p>※5：「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」および「66-9-2 燃料プールスプレイ系」については、可搬型ストレーナを含む。</p>	項目	運転上の制限	大容量送水ポンプ(タイプI)	大容量送水ポンプ(タイプI)の所要数が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	大容量送水ポンプ(タイプI)	4台※2	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限											
大容量送水ポンプ(タイプI)	大容量送水ポンプ(タイプI)の所要数が動作可能であること※1											
適用される原子炉の状態	設備	所要数										
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	大容量送水ポンプ(タイプI)	4台※2										

変更前	変更後			理由									
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 165 1877 596"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 165 1568 213">項目</th> <th data-bbox="1568 165 1720 213">頻度</th> <th data-bbox="1720 165 1877 213">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 213 1568 517"> <p>1. 大容量送水ポンプ（タイプI）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。</p> <p>(1) 流量が10m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が21.6m以上。</p> <p>(2) 流量が50m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が98.8m以上。</p> <p>(3) 流量が88m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が95.0m以上。</p> <p>(4) 流量が114m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が42.1m以上。</p> <p>(5) 流量が126m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が116.1m以上。</p> <p>(6) 流量が150m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が30.8m以上。</p> <p>(7) 流量が199m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が117.8m以上。</p> <p>(8) 流量が1,200m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が94.8m以上。</p> </td> <td data-bbox="1568 213 1720 517" style="text-align: center;"> <p>1年に1回</p> </td> <td data-bbox="1720 213 1877 517" style="text-align: center;"> <p>防災課長</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 517 1568 596"> <p>2. 大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="1568 517 1720 596" style="text-align: center;"> <p>3ヶ月に1回</p> </td> <td data-bbox="1720 517 1877 596" style="text-align: center;"> <p>防災課長</p> </td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	<p>1. 大容量送水ポンプ（タイプI）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。</p> <p>(1) 流量が10m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が21.6m以上。</p> <p>(2) 流量が50m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が98.8m以上。</p> <p>(3) 流量が88m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が95.0m以上。</p> <p>(4) 流量が114m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が42.1m以上。</p> <p>(5) 流量が126m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が116.1m以上。</p> <p>(6) 流量が150m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が30.8m以上。</p> <p>(7) 流量が199m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が117.8m以上。</p> <p>(8) 流量が1,200m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が94.8m以上。</p>	<p>1年に1回</p>	<p>防災課長</p>	<p>2. 大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>防災課長</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当											
<p>1. 大容量送水ポンプ（タイプI）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。</p> <p>(1) 流量が10m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が21.6m以上。</p> <p>(2) 流量が50m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が98.8m以上。</p> <p>(3) 流量が88m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が95.0m以上。</p> <p>(4) 流量が114m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が42.1m以上。</p> <p>(5) 流量が126m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が116.1m以上。</p> <p>(6) 流量が150m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が30.8m以上。</p> <p>(7) 流量が199m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が117.8m以上。</p> <p>(8) 流量が1,200m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が94.8m以上。</p>	<p>1年に1回</p>	<p>防災課長</p>											
<p>2. 大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。</p>	<p>3ヶ月に1回</p>	<p>防災課長</p>											

変更前

変更後

理由

(3) 要求される措置			
<u>適用される 原子炉 の 状 態</u>	<u>条 件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>
<u>運 転 起 動 高温停止</u>	A. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が4台未満の場合（動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台以上かつ動作可能な除熱設備用が1台以上の場合）	A1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、残留熱除去系1系列および非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*6</sup> が動作可能であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>10日間</u>  <u>30日間</u>
	B. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が3台未満の場合（動作可能な注水設備および水の供給設備用が1台未満の場合）	B1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。 および B2. 防災課長は、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす。 および B3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*8</sup> が動作可能であることを確認する。 および B4. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および B5. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の 状 態</p> <p>運 転 起 動 高温停止</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>	
	<p>C. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が3台未満の場合（動作可能な除熱設備用が1台未満の場合）</p>	<p>C1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。 および C2. 防災課長は、原子炉補機代替冷却水系を動作不能とみなす。 および C3. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*8</sup>が動作可能であることを確認する。 および C4. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および C5. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		
	<p>D. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が1台未満の場合</p>	<p>D1. 防災課長は、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉補機代替冷却水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす。 および D2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*8</sup>が動作可能であることを確認する。 および D3. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および D4. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		
<p>E. 条件 A, B, C または D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合</p>	<p>E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>			

変更前	変更後				理由
<p>適用される 原子炉 の状態</p> <p>冷温停止 燃料交換</p>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>原子力規制委員会設置法 の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴 う変更)</p>	
	<p>A. 動作可能な大容 量送水ポンプ (タイプI) が 4台未満の場合 (動作可能な注 水設備および水 の供給設備用が 1台以上かつ動 作可能な除熱設 備用が1台以上 の場合)</p>	<p>A1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。 および A2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A3. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*9</sup>が動作可能であることを確認する。 および A4. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</p>		
<p>B. 動作可能な大容 量送水ポンプ (タイプI) が 3台未満の場合 (動作可能な注 水設備および水 の供給設備用が 1台未満の場 合)</p>	<p>B1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ(タイプI)が動作可能であることを確認する。 および B2. 防災課長は、低圧代替注水系(可搬型)、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす<sup>*10</sup>。 および B3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および B4. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備<sup>*9</sup>が動作可能であることを確認する。 および B5. 防災課長は、代替措置<sup>*7</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに</p>			

変更前	変更後				理由
	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）
	冷温停止 燃料交換	C. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が3台未満の場合（動作可能な除熱設備用が1台未満の場合）	C1. 防災課長は、残りの大容量送水ポンプ（タイプI）が動作可能であることを確認する。 および C2. 防災課長は、原子炉補機代替冷却水系を動作不能とみなす。 および C3. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および C4. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 および C5. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
		D. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプI）が1台未満の場合	D1. 防災課長は、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉補機代替冷却水系、復水貯蔵タンクへの供給設備および海水供給設備を動作不能とみなす <sup>*10</sup> 。 および D2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および D3. 発電課長は、第60条で要求される非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 および D4. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A. 動作可能な注水設備および水の供給設備用の大容量送水ポンプ（タイプI）が2台未満の場合	A1. 防災課長は、燃料プール代替注水系および燃料プールのスプレイ系を動作不能とみなす。 および A2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A3. 防災課長は、代替措置 <sup>*7</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	

変更前	変更後		理由
		る。	原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
<p>※6：残りの残留熱除去系2系列，非常用ディーゼル発電機1台，原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※7：代替品の補充等をいう。</p> <p>※8：残りの非常用ディーゼル発電機1台，原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系2系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※9：動作可能であることを確認する機器に必要な原子炉補機冷却水系1系列，原子炉補機冷却海水系1系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：低圧代替注水系（可搬型）および復水貯蔵タンクへの供給設備について，原子炉が次の状態になった場合は除く。</p> <p>（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合</p> <p>（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合</p>			



変更前	変更後	理由																			
<p>(なし)</p>	<p>66-19-2 大容量送水ポンプ（タイプII）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1008 228 1865 328"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 228 1294 264">項 目</th> <th data-bbox="1294 228 1865 264">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 264 1294 328">大容量送水ポンプ （タイプII）</td> <td data-bbox="1294 264 1865 328">大容量送水ポンプ（タイプII）の所要数が動作可能であること ※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1008 360 1865 576"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 360 1294 421">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1294 360 1675 421">設 備</th> <th data-bbox="1675 360 1865 421">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 421 1294 576">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1294 421 1675 576">大容量送水ポンプ（タイプII）</td> <td data-bbox="1675 421 1865 576">2台※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、大容量送水ポンプ（タイプII）およびホースにより送水できることをいう。                  大容量送水ポンプ（タイプII）を使用する各系統の必要数は以下のとおり。                  ・「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火」：1台※3                  ・「66-11-3 海水供給設備」：1台※3</p> <p>※2：大容量送水ポンプ（タイプII）は、第1保管エリアおよび第2保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>※3：ホース延長回収車を含む。必要数は、「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」と合わせて2台×2とする。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1008 879 1865 1139"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 879 1529 916">項 目</th> <th data-bbox="1529 879 1675 916">頻 度</th> <th data-bbox="1675 879 1865 916">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1008 916 1529 1070">1. 大容量送水ポンプ（タイプII）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。                      (1) 流量が600m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が117.0m以上。                      (2) 流量が613m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が79.4m以上。                      (3) 流量が1,200m<sup>3</sup>/h/台以上、揚程が119.5m以上。</td> <td data-bbox="1529 916 1675 1070">1年に1回</td> <td data-bbox="1675 916 1865 1070">防災課長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 1070 1529 1139">2. 大容量送水ポンプ（タイプII）が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="1529 1070 1675 1139">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1675 1070 1865 1139">防災課長</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	大容量送水ポンプ （タイプII）	大容量送水ポンプ（タイプII）の所要数が動作可能であること ※1	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水ポンプ（タイプII）	2台※2	項 目	頻 度	担 当	1. 大容量送水ポンプ（タイプII）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。 (1) 流量が600m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が117.0m以上。 (2) 流量が613m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が79.4m以上。 (3) 流量が1,200m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が119.5m以上。	1年に1回	防災課長	2. 大容量送水ポンプ（タイプII）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限																				
大容量送水ポンプ （タイプII）	大容量送水ポンプ（タイプII）の所要数が動作可能であること ※1																				
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																			
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水ポンプ（タイプII）	2台※2																			
項 目	頻 度	担 当																			
1. 大容量送水ポンプ（タイプII）の性能確認を実施し、以下の項目を満足することを確認する。 (1) 流量が600m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が117.0m以上。 (2) 流量が613m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が79.4m以上。 (3) 流量が1,200m <sup>3</sup> /h/台以上、揚程が119.5m以上。	1年に1回	防災課長																			
2. 大容量送水ポンプ（タイプII）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長																			

変更前

変更後

理由

(3) 要求される措置			
適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間
運 転 起 動 高温停止	A. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプⅡ）が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火および海水供給設備を動作不能とみなす。 および A2. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、その他の設備※5が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A4. 防災課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A5. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに    速やかに   速やかに  3日間  10日間
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間  36時間
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な大容量送水ポンプ（タイプⅡ）が所要数を満足していない場合	A1. 防災課長は、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火および海水供給設備を動作不能とみなす。 および A2. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が65℃以下であることを確認する。 および A4. 防災課長は、代替措置※6を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに   速やかに   速やかに  速やかに

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。  
 ※5：残りの残留熱除去系2系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。  
 ※6：代替品の補充等をいう。

変更前

変更後

理由

（原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き）  
 第68条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒1本を引き抜く場合は、表68-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、第85条を適用する場合は除く。  
 2. 原子炉停止中の制御棒1本の引き抜きを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。  
 （1）発電課長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、制御棒1本の引き抜きを行う場合は、表68-2に定める事項を確認する。  
 3. 発電課長は、原子炉停止中の制御棒1本の引き抜きを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表68-3の措置を講じる。

（原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き）  
 第68条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒1本を引き抜く場合は、表68-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、第85条を適用する場合は除く。  
 2. 原子炉停止中の制御棒1本の引き抜きを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。  
 （1）発電課長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、制御棒1本の引き抜きを行う場合は、表68-2に定める事項を確認する。  
 3. 発電課長は、原子炉停止中の制御棒1本の引き抜きを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表68-3の措置を講じる。

記載の適正化

表68-1

項目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1)原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していること (2)全制御棒の位置を確認していること (3)第27条の原子炉保護系計装に関して原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であること (4)引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

表68-1

項目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	(1)原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が1本ある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していること (2)全制御棒の位置を確認していること (3)第27条の原子炉保護系計装に関して原子炉の状態が燃料交換において、適用される要素が動作可能であること (4)引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

表68-2

項目	頻度
1.原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※1</sup> に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに
2.全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回
3.原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 および 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 および 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 および 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き前、その後1週間に1回
4.引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※1：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお1本制御棒引抜インターロックの除外または原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

表68-2

項目	頻度
1.原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎 <sup>※1</sup> に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに
2.全制御棒の位置を確認する。	24時間に1回
3.原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 および 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 および 第27条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 および 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	毎日1回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き前、その後1週間に1回
4.引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※1：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお1本制御棒引抜インターロックの除外または原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度1本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

変更前			変更後			理由
表68-3			表68-3			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 および A2. 挿入可能な全ての制御棒の全挿入操作を開始する。 および A3. 全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに  速やかに  速やかに	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 および A2. 挿入可能な全ての制御棒の全挿入操作を開始する。 および A3. 全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに  速やかに  速やかに	

変更前	変更後	理由																
<p>(単一制御棒駆動機構の取り外し)                      第69条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この場合、第27条の原子炉保護系計装および第68条は適用されない。                      2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p>	<p>(単一制御棒駆動機構の取り外し)                      第69条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、1体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この場合、第27条の原子炉保護系計装および第68条は適用されない。                      2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>																
<p>表69-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>単一制御棒駆動機構の取り外し</td> <td>(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	単一制御棒駆動機構の取り外し	(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと	<p>表69-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>単一制御棒駆動機構の取り外し</td> <td>(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	単一制御棒駆動機構の取り外し	(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと									
項目	運転上の制限																	
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと																	
項目	運転上の制限																	
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1)引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2)停止余裕が確保されていること (3)他の炉心変更が行われていないこと																	
<p>表69-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前</td> </tr> <tr> <td>3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回	2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前	3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回	<p>表69-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回</td> </tr> <tr> <td>2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前</td> </tr> <tr> <td>3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。</td> <td>制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回	2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前	3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回	
項目	頻度																	
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回																	
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前																	
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回																	
項目	頻度																	
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回																	
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前																	
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前およびその後毎日1回																	
<p>表69-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	<p>表69-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに					
条件	要求される措置	完了時間																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに																
条件	要求される措置	完了時間																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。 および A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 または A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに																

変更前	変更後	理由																								
<p>（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）</p> <p>第70条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表70-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止または燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒の引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>（1）原子燃料課長は、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て発電管理課長に通知する。</p> <p>（2）発電課長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合または制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表70-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表70-3の措置を講じる。</p>	<p>（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）</p> <p>第70条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表70-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止または燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒の引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>（1）原子燃料課長は、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て発電管理課長に通知する。</p> <p>（2）発電課長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合または制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表70-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 発電課長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表70-3の措置を講じる。</p>																									
<p>表70-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	<p>表70-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																	
項目	運転上の制限																									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																									
項目	運転上の制限																									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																									
<p>表70-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul> </td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>                     または                      制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。                 </td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> <tr> <td>                     または                      制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。                 </td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	<ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前	2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	または 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。	制御棒操作の都度	または 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	制御棒操作の都度	<p>表70-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul> </td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。</td> <td>最初の制御棒引き抜き開始前</td> </tr> <tr> <td>                     または                      制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。                 </td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> <tr> <td>                     または                      制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。                 </td> <td>制御棒操作の都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	<ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前	2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前	または 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。	制御棒操作の都度	または 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	制御棒操作の都度	
項目	頻度																									
1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前																									
<ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前																									
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前																									
または 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。	制御棒操作の都度																									
または 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	制御棒操作の都度																									
項目	頻度																									
1. 下記の原子炉保護系計装および起動領域モニタ（中性子源領域）計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前																									
<ul style="list-style-type: none"> <li>起動領域モニタ                             <ul style="list-style-type: none"> <li>（1）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>（2）原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>または                             <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>平均出力領域モニタ（原子炉の状態が高温停止および冷温停止での検査の場合）                             <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>スクラム排出容器水位高</li> <li>地震加速度大</li> <li>原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>スクラム回路</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前																									
2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前																									
または 制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認する。	制御棒操作の都度																									
または 制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。	制御棒操作の都度																									

変更前		変更後		理由
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度	3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引き抜き位置にする都度	記載の適正化
4. 制御棒の引抜操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	4. 制御棒の引抜操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度	
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前	5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前	
6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜きの開始前	6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜きの開始前	

表70-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 （制御棒挿入に際しては、必要に応じて制御棒値ミニマイザをバイパスできる。） および A2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置または停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入完了後

表70-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 引抜制御棒の全挿入操作を開始する。 （制御棒挿入に際しては、必要に応じて制御棒値ミニマイザをバイパスできる。） および A2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置または停止位置とする。	速やかに  全制御棒全挿入完了後

変更前	変更後	理由																
<p>(原子炉の昇温を伴う検査)</p> <p>第71条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、表71-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第35条を適用しない。</p> <p>2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉冷却材温度の昇温開始から100℃となる前に、次の各項目を管理的手段で確認する。                      ①第27条（計測および制御設備）の原子炉建屋隔離系計装の機能                      ②第49条（原子炉建屋）の機能                      ③第50条（原子炉建屋給排気隔離弁）の機能                      ④第51条（非常用ガス処理系）の機能</p> <p>3. 発電課長は原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表71-2の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉の昇温を伴う検査)</p> <p>第71条 原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合は、表71-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第35条を適用しない。</p> <p>2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、原子炉冷却材温度の昇温開始から100℃となる前に、次の各項目を管理的手段で確認する。                      ①第27条（計測および制御設備）の原子炉建屋隔離系計装の機能                      ②第49条（原子炉建屋）の機能                      ③第50条（原子炉建屋給排気隔離弁）の機能                      ④第51条（非常用ガス処理系）の機能</p> <p>3. 発電課長は原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が100℃以上となる場合に、第1項に定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表71-2の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>																
<p>表71-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の昇温を伴う検査</td> <td>第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること	<p>表71-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の昇温を伴う検査</td> <td>第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること									
項目	運転上の制限																	
原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること																	
項目	運転上の制限																	
原子炉の昇温を伴う検査	第27条の原子炉建屋隔離系計装、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁および非常用ガス処理系の機能が確保されていること																	
<p>表71-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。</td> <td>速やかに  24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	速やかに  24時間	<p>表71-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。</td> <td>速やかに  24時間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに	A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	速やかに  24時間	
条件	要求される措置	完了時間																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																
	A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	速やかに  24時間																
条件	要求される措置	完了時間																
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに																
	A2. 1. 温度または圧力を上昇する操作を中止する。 および A2. 2. 原子炉冷却材温度を100℃未満にする。	速やかに  24時間																



変更前	変更後	理由												
<p>(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)                      第72条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、第70条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置または起動位置にする場合は、表72-1に定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止または燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転または起動であるとはみなさない。                      2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、表72-2に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表72-3の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)                      第72条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止および燃料交換において、第70条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置または起動位置にする場合は、表72-1に定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止または燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転または起動であるとはみなさない。                      2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。                      (1) 発電課長は、表72-2に定める事項を確認する。                      3. 発電課長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表72-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>												
<p>表72-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モードスイッチの切替を伴う検査</td> <td>1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと	<p>表72-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モードスイッチの切替を伴う検査</td> <td>1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと					
項目	運転上の制限													
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと													
項目	運転上の制限													
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていることおよび炉心変更が行われていないこと													
<p>表72-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。</td> <td>原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> <tr> <td>2. 炉心変更が行われていないこと。</td> <td>原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前	2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前	<p>表72-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。</td> <td>原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> <tr> <td>2. 炉心変更が行われていないこと。</td> <td>原子炉モードスイッチの切替直前</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前	2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前	
項目	頻度													
1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前													
2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前													
項目	頻度													
1. 1体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること。	原子炉モードスイッチの切替直前													
2. 炉心変更が行われていないこと。	原子炉モードスイッチの切替直前													
<p>表72-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。	速やかに 速やかに	<p>表72-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。	速やかに 速やかに	
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。	速やかに 速やかに												
条件	要求される措置	完了時間												
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 および A2. 原子炉モードスイッチを停止位置または燃料取替位置にする。	速やかに 速やかに												

変更前	変更後	理由
<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第73条 各課長は、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>を確認する。なお、この確認は、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）により行う。</p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度および第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表73に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。</p> <p>3. 各課長は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>4. 各課長は、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該の運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第74条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p>※1：第73条から第76条を除く。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。</p>	<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第73条 各課長（<u>第3節各条の第2項で定める事項を行う課長をいう。</u>）は、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>を確認する。なお、この確認は、確認する機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できるかどうかを確認（以下「実条件性能確認」という。）するために十分な方法（事故時等の条件を模擬できない場合等においては、実条件性能確認に相当する方法であることを検証した代替の方法を含む。）により行う。</p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度および第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表73に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない<sup>※3</sup>。</p> <p>3. 各課長は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合<u>または第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた旨の連絡を受けた場合は</u>、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>4. 各課長（<u>第3節各条の第2項で定める事項を行う課長をいう。</u>）は、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該の運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第74条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p><u>7. 各課長（第3節各条の第2項で定める事項を行う課長をいう。）は、第2項で定める運転上の制限を満足していることの確認を実施する場合において、確認事項が複数の条文中で同一である場合、各条文に対応して複数回実施する必要はなく、1回の確認により各条文の確認を実施したとみなすことができる。</u></p> <p><u>8. 各課長は、第17条の7または第17条の8に基づく教育および訓練の実施にあたり、重大事故等対処設備を使用する場合は、教育および訓練中に重大事故等が発生した場合に適切に対処できるよう必要な措置を講じている期間、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p>※1：第73条から第76条を除く。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。                  ※3：<u>第75条第3項で定める保全作業時の措置の実施時期にも適用される。</u></p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前

変更後

理由

表73

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	同上
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。
1,000Mwd/tに1回	250Mwd/t	

表73

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。
24時間に1回	6時間	<u>時間単位の間隔で確認する。</u>
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。
1ヶ月に1回	7日	<u>日単位の間隔で確認する。</u> なお、1ヶ月は31日とする。
<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>日単位の間隔で確認する。</u> なお、3ヶ月は92日とする。
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>日単位の間隔で確認する。</u> なお、1年は365日とする。
<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>日単位の間隔で確認する。</u> なお、2年は730日とする。
1,000Mwd/tに1回	250Mwd/t	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後	理由																														
<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第74条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課長が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各課長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 各課長は、第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>が実施されていない期間においても、運転上の制限に関する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. 各課長は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>4. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、発電管理課長に報告し、発電管理課長は所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>5. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表74の例に準拠する。</p> <p>6. 各課長は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、発電管理課長に報告し、発電管理課長は原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>7. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰にあたっては、原子炉主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. 各課長は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<u>当該条文</u>の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>※1：第73条から第76条を除く。</p>	<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第74条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課長が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各課長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 各課長は、第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>が実施されていない期間においても、運転上の制限に関する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. 各課長は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>4. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、発電管理課長<u>または防災課長</u>に報告し、発電管理課長<u>または防災課長</u>は所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>5. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表74の例に準拠する。</p> <p>6. 各課長は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、発電管理課長<u>または防災課長</u>に報告し、発電管理課長<u>または防災課長</u>は原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>7. 各課長は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰にあたっては、原子炉主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. 各課長は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<u>第3節各条</u>の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>※1：第73条から第76条を除く。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>																														
表74	表74																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 機能 X が確認できない場合</td> <td>A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。</td> <td>1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間</td> </tr> <tr> <td>B. 機能 Y が確認できない場合</td> <td>B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。</td> <td>8 時間 8 時間</td> </tr> <tr> <td>C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合</td> <td>C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。</td> <td>1 時間 1 時間</td> </tr> <tr> <td>D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合</td> <td>D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。</td> <td>2 4 時間 3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 機能 X が確認できない場合	A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。	1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間	B. 機能 Y が確認できない場合	B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間	C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合	C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。	1 時間 1 時間	D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 機能 X が確認できない場合</td> <td>A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。</td> <td>1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間</td> </tr> <tr> <td>B. 機能 Y が確認できない場合</td> <td>B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。</td> <td>8 時間 8 時間</td> </tr> <tr> <td>C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合</td> <td>C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。</td> <td>1 時間 1 時間</td> </tr> <tr> <td>D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合</td> <td>D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。</td> <td>2 4 時間 3 6 時間</td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	A. 機能 X が確認できない場合	A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。	1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間	B. 機能 Y が確認できない場合	B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間	C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合	C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。	1 時間 1 時間	D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	
条 件	要求される措置	完了時間																														
A. 機能 X が確認できない場合	A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。	1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間																														
B. 機能 Y が確認できない場合	B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間																														
C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合	C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。	1 時間 1 時間																														
D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間																														
条 件	要求される措置	完了時間																														
A. 機能 X が確認できない場合	A1. 機能 X の代替機能を確認する。 および A2. 機能 X を確認する。	1 時間、その後 8 時間に 1 回 3 日間																														
B. 機能 Y が確認できない場合	B1. 機能 Y を確認する。 または B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。	8 時間 8 時間																														
C. 機能 X が確認できない場合 および 機能 Y が確認できない場合	C1. 機能 X を確認する。 または C2. 機能 Y を確認する。	1 時間 1 時間																														
D. 条件 A, B または C で要求される措置を完了時間以内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。 および D2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間																														

変更前	変更後	理由
<p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断された場合に、該当する条件が無い場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、および37時間以内に低温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合または運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）の完了時間の起点は、いずれも条件A（または条件B）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ）である。また、要求される措置C1とC2ならびにD1とD2の完了時間の起点は、いずれも条件CまたはDに移行した時点である。</p> <p>(3) 条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、要求される措置B1またはB2を実施するが、いずれの措置も8時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8時間を待たずに条件Dに移行することができる。このとき、要求される措置D1とD2の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。</p> <p>(4) 要求される措置A1を1時間以内に達成できない場合またはその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D1とD2の実施と並行して要求される措置A1およびA2を実施し、要求される措置A1が要求される措置A2の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D1とD2の実施要求は無くまた原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A2を3日間以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。（参考図74-1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A2を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D1とD2の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。（参考図74-1参照）</p> <p>(6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A1とA2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C2（または要求される措置C1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（または条件B）に移行する。このとき再度、条件A（または条件B）の要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（または条件B）であると判断した時点である。（参考図74-2参照）</p> <p>(7) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A1とA2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C2（または要求される措置C1）の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A1とA2が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点と起点とする完了時間となる。また、要求される措置A1とA2が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。（参考図74-3参照）</p>	<p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断された場合に、該当する条件が無い場合は、要求される措置としては13時間以内に原子炉の状態を起動にする、25時間以内に高温停止にする、および37時間以内に低温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合または運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）の完了時間の起点は、いずれも条件A（または条件B）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ）である。また、要求される措置C1とC2ならびにD1とD2の完了時間の起点は、いずれも条件CまたはDに移行した時点である。</p> <p>(3) 条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、要求される措置B1またはB2を実施するが、いずれの措置も8時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8時間を待たずに条件Dに移行することができる。このとき、要求される措置D1とD2の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。</p> <p>(4) 要求される措置A1を1時間以内に達成できない場合またはその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D1とD2の実施と並行して要求される措置A1およびA2を実施し、要求される措置A1が要求される措置A2の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D1とD2の実施要求は無くまた原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A2を3日間以内（起点は最初に条件Aであると判断した時点）に達成させる。（参考図74-1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A2を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D1とD2の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。（参考図74-1参照）</p> <p>(6) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A1とA2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C2（または要求される措置C1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（または条件B）に移行する。このとき再度、条件A（または条件B）の要求される措置A1とA2（または要求される措置B1とB2）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A（または条件B）であると判断した時点である。（参考図74-2参照）</p> <p>(7) 条件A（機能Xが確認できない場合）の要求される措置A1とA2を実施中に条件B（機能Yが確認できない場合）であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C2（または要求される措置C1）の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A1とA2が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点と起点とする完了時間となる。また、要求される措置A1とA2が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。（参考図74-3参照）</p>	

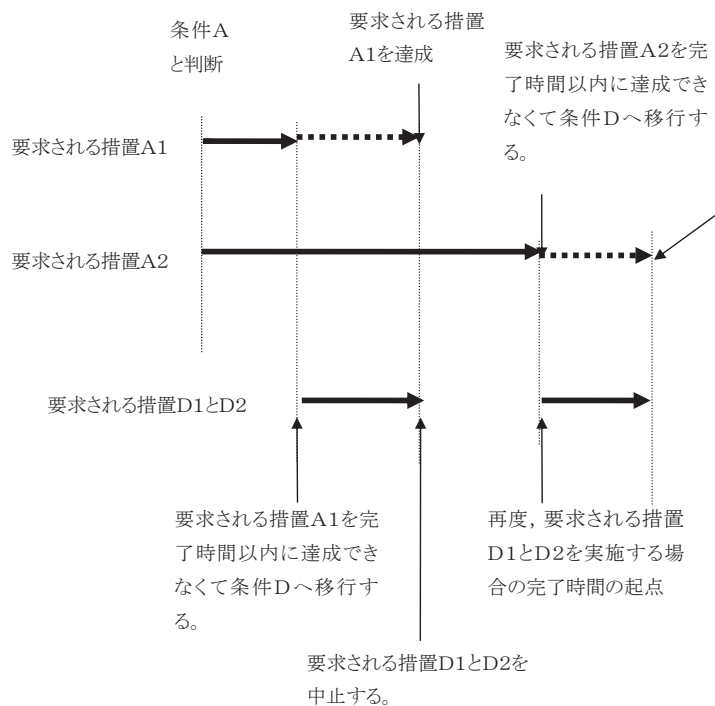
変更前

変更後

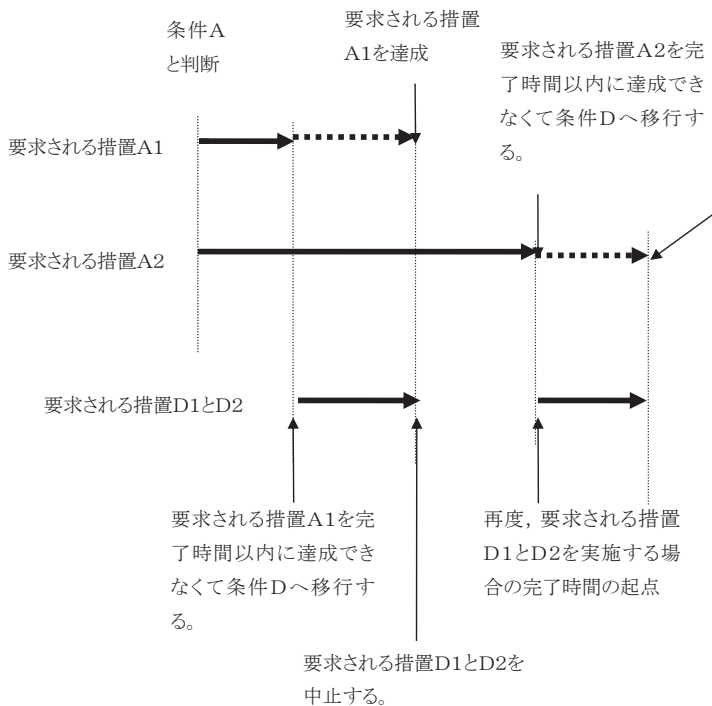
理由

参考図74-1

参考図74-1



要求される措置A2が達成できた場合（機能Xが確認できた場合）とは、運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰をすることができる。



要求される措置A2が達成できた場合（機能Xが確認できた場合）とは、運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行または原子炉熱出力の復帰をすることができる。

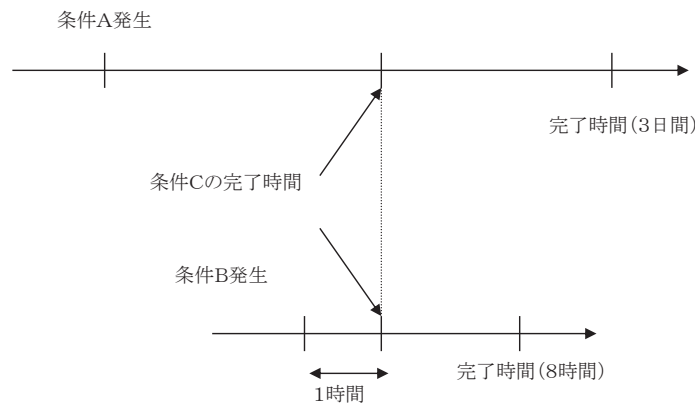
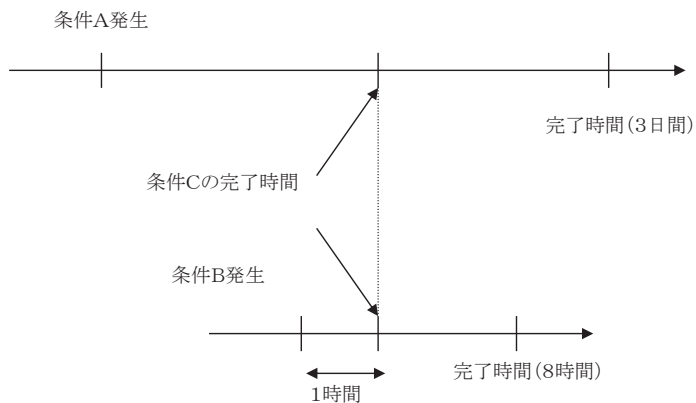
変更前

変更後

理由

参考図74-2

参考図74-2

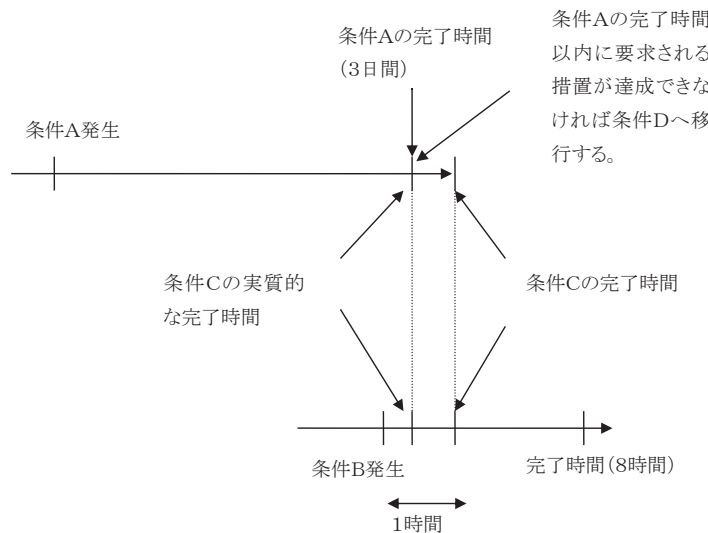
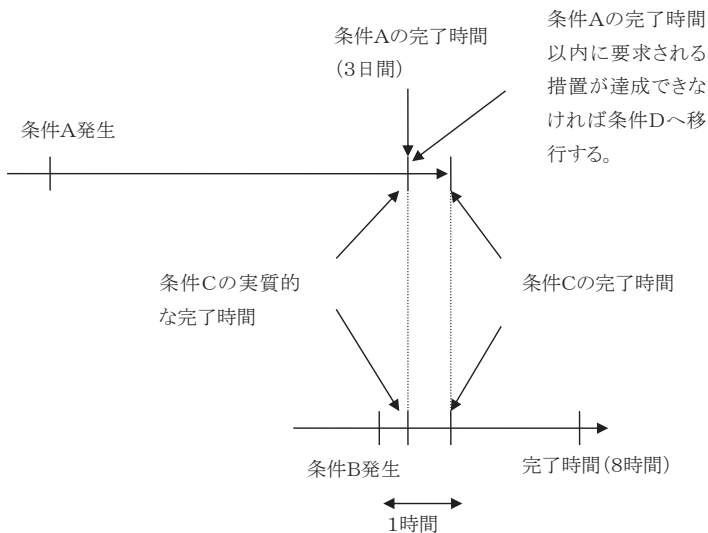


条件Cの完了時間以内に機能Xまたは機能Yが確認できれば条件Aまたは条件Bの本来の完了時間に戻る。

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

参考図74-3

参考図74-3



条件Aの完了時間以内に機能Xが確認できれば、条件Bの本来の完了時間に戻る。

条件Aの完了時間以内に機能Xが確認できれば、条件Bの本来の完了時間に戻る。

変更前	変更後	理由
<p>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第75条 各課長は、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証した上で、要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各課長は、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>3. 第1項および第2項の実施については、第74条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</p> <p>4. 各課長は、第1項または第2項に基づく保全作業を行う場合、関係課長と協議し実施する。</p> <p>5. 第1項および第2項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</p> <p>6. 各課長は、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※2</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</p> <p>7. 各課長は、第1項または第2項を実施する場合、第74条第3項および第8項に準拠する。</p> <p>8. 第1項および第2項において、要求される措置または安全措置を実施できなかった場合、各課長は当該運転上の制限を満足していないと判断する。</p> <p>9. 各課長は、第2項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、発電管理課長に報告し、発電管理課長は原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：保全作業を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第75条 各課長は、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証した上で、要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各課長は、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>3. 各課長は、表75で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める保全作業時の措置を実施する。なお、要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※2</sup>を定め、その有効性について確率論的リスク評価等を用いて検証し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>4. 第1項、第2項および第3項の実施については、第74条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</p> <p>5. 各課長は、第1項、第2項または第3項に基づく保全作業を行う場合、関係課長と協議し実施する。</p> <p>6. 第1項、第2項および第3項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</p> <p>7. 各課長は、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※3</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</p> <p>8. 各課長は、第1項、第2項または第3項を実施する場合、第74条第3項および第8項に準拠する。なお、第3項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、「要求される措置」を「保全作業時の措置」に読み替えるものとする。</p> <p>9. 各課長は、第1項の要求される措置、第2項の安全措置および第3項の保全作業時の措置を実施できなかった場合、当該運転上の制限を満足していないと判断する。</p> <p>10. 各課長は、第2項および第3項に基づく保全作業において当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、発電管理課長または防災課長に報告し、発電管理課長または防災課長は原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：表75に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※3：保全作業を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前

変更後

理由

表7.5

関連条文	点検対象設備	第7.5条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度
第5.7条	・地下水位低下設備	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前
			・可搬ポンプユニットによる水位低下措置が動作可能であることを確認する。 ・当該揚水井戸の地下水位が水位高高警報設定値未満であることを確認する。	点検前 <sup>*4</sup> その後、毎日1回
第5.8条	・外部電源	運 転 起 動 高 温 停 止 冷 温 停 止 燃 料 交 換	・動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。	点検前 <sup>*4</sup> その後、毎日1回
			・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認 <sup>*5</sup> する。	点検前 <sup>*4</sup> 点検期間が完了時間（30日）を超えて点検を実施する場合は、その後、1ヶ月に1回
第6.6条 (6.6-9-3)	・燃料プール冷却浄化系を構成する弁	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	・使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。	点検前 <sup>*4</sup>
			・燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。 ・残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が評価時間内に実施可能であることを管理的手段で確認する。	点検前 <sup>*4</sup> その後、毎日1回
第6.6条 (6.6-9-4)	・使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式） ・使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式） ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量） ・使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	・使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび水温が6.5℃以下であることを確認する。	点検前 <sup>*4</sup> その後、毎日1回
			・残りの要素が監視可能であることを確認する。	点検前 <sup>*4</sup> その後、毎日1回

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後					理由
	<p>第66条 (66-12-1)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ガスタービン発電機</li> <li>・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ</li> </ul>	<p>燃料交換(原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合または原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>*5</sup>する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>*4</sup> 点検期間が完了時間(10日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
	<p>第66条 (66-12-3)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V充電器2A</li> <li>・125V蓄電池2A</li> <li>・125V充電器2B</li> <li>・125V蓄電池2B</li> </ul>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V蓄電池・充電器2Bおよび125V代替蓄電池・充電器が健全であることを確認する。</li> <li>・125V蓄電池・充電器2Aおよび125V代替蓄電池・充電器が健全であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>*4</sup> その後、1週間に1回</p>	
	<p>第66条 (66-12-4)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V代替蓄電池</li> </ul>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V代替充電器、125V蓄電池2A、2Bおよび125V充電器2A、2Bが健全であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>*4</sup> その後、1週間に1回</p>	
	<p>第66条 (66-12-5)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V代替充電器</li> </ul>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・125V蓄電池2A、2Bおよび125V充電器2A、2Bが健全であることを確認する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>*4</sup> その後、1週間に1回</p>	
	<p>第66条 (66-12-6)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ガスタービン発電機接続盤</li> <li>・緊急時高圧母線2F系</li> <li>・緊急用高圧母線2G系</li> <li>・緊急用動力変圧器2G系</li> <li>・緊急用低圧母線2G系</li> <li>・緊急用交流電源切替盤2G系</li> </ul>	<p>冷温停止 燃料交換</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>*5</sup>する。</li> </ul>	<p>点検前<sup>*4</sup> 点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</p>	

変更前	変更後				理由	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急用交流電源切替盤2C系</li> <li>・緊急用交流電源切替盤2D系</li> </ul>				原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
第66条 (66-12-7)		・ガスタービン発電設備軽油タンク	燃料交換（原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつブールゲートが開の場合または原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合）	・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認 <sup>※5</sup> する。	点検前 <sup>※4</sup> その後、10日に1回	
第66条 (66-16-1)		・差圧計	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前	
第66条 (66-16-2)		・緊急時対策所用 高圧母線J系	冷温停止 燃料交換	・他の1系列について動作可能であることを確認する。	点検前 <sup>※4</sup> その後、10日に1回	
※4：運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。						
※5：「動作可能であることを確認」とは、原子炉の状態が運転、起動および高温停止の場合、非常用ディーゼル発電機3台を起動し、冷温停止および燃料交換の場合は、非常用ディーゼル発電機2台 <sup>※6</sup> を起動し動作可能であることを確認する。						
※6：非常用ディーゼル発電機に非常用発電機1台を含めることができる。						

変更前	変更後	理由
<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第76条 発電課長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻および原子炉の状態を記録する。</p> <p>2. 発電課長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合または各課長から運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限および満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）</p> <p>(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>3. 発電課長は、自ら第75条第1項または第2項で定める保全作業を実施した場合または各課長から第75条第1項または第2項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第75条第1項または第2項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻および保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置または安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果</p> <p>(3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻</p>	<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第76条 発電課長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻および原子炉の状態を記録する。</p> <p>2. 発電課長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合または各課長から運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限および満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）</p> <p>(3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>3. 発電課長は、自ら第75条第1項、第2項または第3項で定める保全作業を実施した場合または各課長から第75条第1項、第2項または第3項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第75条第1項、第2項または第3項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻および保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置または安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果</p> <p>(3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第4節 異常時の措置</b></p> <p>（異常発生時の基本的な対応）</p> <p>第77条 発電課長は、原子炉施設に次の各号に示す異常が発生した場合、発電管理課長に報告する。</p> <p>（1）原子炉の自動スクラム信号が発信した場合<sup>*1</sup></p> <p>（2）原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合</p> <p>（3）原子炉を手動スクラムした場合<sup>*1</sup></p> <p>※1：予定された検査による場合、ハーフスクラムした場合または自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。</p> <p>2. 発電課長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合またはそのおそれがあると判断した場合には、それを抑制するために、原子炉建屋原子炉棟の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 各課長は、第1項または第2項について次に示す必要な措置を講じる。</p> <p>（1）発電管理課長は、所長および原子炉主任技術者に連絡するとともに、関係課長に連絡する。発電管理課長を含む各課長は、原子炉施設の異常の原因調査および対応措置を実施する。</p> <p>（2）発電管理課長を含む各課長は、原子炉施設の異常の原因および対応措置を所長および原子炉主任技術者に報告するとともに関係課長に連絡する。</p> <p>（3）発電管理課長は原子炉施設の異常の原因および対応措置を発電課長に連絡する。</p> <p>（4）原子炉施設の異常の原因が第79条第3項に該当する場合は、本項（1）、（2）および（3）を省略することができる。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第4節 異常時の措置</b></p> <p>（異常発生時の基本的な対応）</p> <p>第77条 発電課長は、原子炉施設に次の各号に示す異常が発生した場合、発電管理課長に報告する。</p> <p>（1）原子炉の自動スクラム信号が発信した場合<sup>*1</sup></p> <p>（2）原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合</p> <p>（3）原子炉を手動スクラムした場合<sup>*1</sup></p> <p>※1：予定された検査による場合、ハーフスクラムした場合または自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。</p> <p>2. 発電課長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合またはそのおそれがあると判断した場合には、それを抑制するために、原子炉建屋原子炉棟の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 各課長は、第1項または第2項について次に示す必要な措置を講じる。</p> <p>（1）発電管理課長は、所長および原子炉主任技術者に連絡するとともに、関係課長に連絡する。発電管理課長を含む各課長は、原子炉施設の異常の原因調査および対応措置を実施する。</p> <p>（2）発電管理課長を含む各課長は、原子炉施設の異常の原因および対応措置を所長および原子炉主任技術者に報告するとともに関係課長に連絡する。</p> <p>（3）発電管理課長は原子炉施設の異常の原因および対応措置を発電課長に連絡する。</p> <p>（4）原子炉施設の異常の原因が第79条第3項に該当する場合は、本項（1）、（2）および（3）を省略することができる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(異常時の措置)</p> <p>第78条 発電課長は、第77条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況・機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。</p> <p>2. 発電課長は、第1項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1-1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作手順」に従って実施する。</p> <p>3. 第77条第1項の異常が発生してから発電課長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。</p> <p>4. 発電課長は、第3項の判断を行うにあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。</p> <p>5. 第77条第1項の異常の原因が、第79条第3項に該当する場合は、第4項を省略することができる。</p>	<p>(異常時の措置)</p> <p>第78条 発電課長は、第77条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況・機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。</p> <p>2. 発電課長は、第1項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1-1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作手順」に従って実施する。</p> <p>3. 第77条第1項の異常が発生してから発電課長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。</p> <p>4. 発電課長は、第3項の判断を行うにあたって、原子炉主任技術者の確認を得る。</p> <p>5. 第77条第1項の異常の原因が、第79条第3項に該当する場合は、第4項を省略することができる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第79条 発電課長は、第77条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていることおよび原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。</p> <p>2. 発電管理課長は、第77条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 発電課長は、第77条第1項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1)または(2)に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。</p> <p>(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合または波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条第3項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第79条 発電課長は、第77条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていることおよび原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。</p> <p>2. 発電管理課長は、第77条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 発電課長は、第77条第1項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1)または(2)に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。</p> <p>(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合または波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条第4項、第17条の2第4項、第17条の3第5項、第17条の4第4項または第17条の5第4項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第5章 燃料管理</b></p> <p>（新燃料の運搬）</p> <p>第80条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>（2）法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>（3）新燃料が臨界に達しない措置を講じること。<sup>※1</sup></p> <p>3. 原子燃料課長は、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に第2項（1）から（3）に加え、次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入すること。<sup>※1</sup></p> <p>（2）容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>（3）運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>（4）車両を徐行させること。</p> <p>（5）核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面の放射性物質の密度（以下「表面汚染密度」という。）が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する<sup>※1</sup>。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第94条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>（1）外観検査</p> <p>（2）線量当量率検査</p> <p>（3）未臨界検査</p> <p>（4）吊上検査</p> <p>（5）重量検査</p> <p>（6）収納物検査</p> <p>（7）表面密度検査</p> <p>7. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>8. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p> <p>※1：発電所構外より発電所内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第5章 燃料管理</b></p> <p>（新燃料の運搬）</p> <p>第80条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>（2）法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>（3）新燃料が臨界に達しない措置を講じること。<sup>※1</sup></p> <p>3. 原子燃料課長は、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に第2項（1）から（3）に加え、次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入すること。<sup>※1</sup></p> <p>（2）容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>（3）運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>（4）車両を徐行させること。</p> <p>（5）核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面の放射性物質の密度（以下「表面汚染密度」という。）が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する<sup>※1</sup>。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第94条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>（1）外観検査</p> <p>（2）線量当量率検査</p> <p>（3）未臨界検査</p> <p>（4）吊上検査</p> <p>（5）重量検査</p> <p>（6）収納物検査</p> <p>（7）表面密度検査</p> <p>7. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>8. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p> <p>※1：発電所構外より発電所内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後	理由
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第81条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫または使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーンまたは燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p>	<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第81条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫または使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーンまたは燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p><u>(5) 2号炉について、使用済燃料プールに貯蔵する場合は、原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心分以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(燃料の検査)</p> <p>第82条 原子燃料課長は、定期事業者検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認するとともに、燃料の使用の可否を判断する。</p> <p>2. 第1項については、第8章の施設管理に基づき実施する。</p> <p>3. 原子燃料課長は、第1項の検査の結果、使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 原子燃料課長は、第1項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料交換機を使用する。</p>	<p>(燃料の検査)</p> <p>第82条 原子燃料課長は、定期事業者検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認するとともに、燃料の使用の可否を判断する。</p> <p>2. 第1項については、第8章の施設管理に基づき実施する。</p> <p>3. 原子燃料課長は、第1項の検査の結果、使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 原子燃料課長は、第1項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料交換機を使用する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(燃料の取替実施計画)</p> <p>第83条 原子燃料課長は、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置および燃料配置を変更する体制を燃料取替実施計画に定め、第2項に定める評価および確認の結果を含めて原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>2. 原子力部長は、取替炉心ごとに原子炉の運転履歴および燃料配置等の変動によって生じる炉心特性の変化を考慮し、原子炉設置（変更）許可申請書に基づき設定する制限値（燃料の熱・機械設計、核設計、熱水力設計、安定性および安全評価の解析入力値または制限値に基づき設定）を満足することを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子力部長は、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期事業者検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を所定の出力で運転できるように設定した取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果を原子燃料課長へ通知する。原子燃料課長は、その評価結果が、制限値を満足していることを確認する。なお、評価には、妥当性を確認した計算コードを用いることとし、妥当性を確認する体制をあらかじめ定める。</p> <p>a. 反応度停止余裕 b. 最小限界出力比 c. 燃料棒最大線出力密度 d. 燃料集合体最高燃焼度 e. 燃料の出力履歴 f. 核熱水力安定性（チャンネル水力学的安定性、炉心安定性および領域安定性） g. 減速材ボイド係数 h. スクラム反応度曲線 i. 制御棒の最大反応度値<sup>*1</sup> j. ほう酸水注入時の実効増倍率</p> <p>※1：制御棒の最大反応度値は、制御棒グループの設定やバンク引抜等によって燃料配置や炉心状態に限らず基準を満足する手順を作成することが可能である。よって、取替炉心の安全性評価項目ではあるが燃料取替実施計画を定める前ではなく、制御棒操作手順作成時に確認を行う。</p> <p>3. 燃料を装荷した後に、第2項で評価に用いた期間を延長する場合には、あらかじめ、原子力部長は、その延長する期間も含め第2項に定める評価を行い、その評価結果を原子燃料課長へ通知する。原子燃料課長は、その評価結果が、制限値を満足していることの確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て、所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。</p>	<p>(燃料の取替実施計画)</p> <p>第83条 原子燃料課長は、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置および燃料配置を変更する体制を燃料取替実施計画に定め、第2項に定める評価および確認の結果を含めて原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>2. 原子力部長は、取替炉心ごとに原子炉の運転履歴および燃料配置等の変動によって生じる炉心特性の変化を考慮し、原子炉設置（変更）許可申請書に基づき設定する制限値（燃料の熱・機械設計、核設計、熱水力設計、安定性および安全評価の解析入力値または制限値に基づき設定）を満足することを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子力部長は、第1項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期事業者検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を所定の出力で運転できるように設定した取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果を原子燃料課長へ通知する。原子燃料課長は、その評価結果が、制限値を満足していることを確認する。なお、評価には、妥当性を確認した計算コードを用いることとし、妥当性を確認する体制をあらかじめ定める。</p> <p>a. 反応度停止余裕 b. 最小限界出力比 c. 燃料棒最大線出力密度 d. 燃料集合体最高燃焼度 e. 燃料の出力履歴 f. 核熱水力安定性（チャンネル水力学的安定性、炉心安定性および領域安定性） g. 減速材ボイド係数 h. スクラム反応度曲線 i. 制御棒の最大反応度値<sup>*1</sup> j. ほう酸水注入時の実効増倍率</p> <p>※1：制御棒の最大反応度値は、制御棒グループの設定やバンク引抜等によって燃料配置や炉心状態に限らず基準を満足する手順を作成することが可能である。よって、取替炉心の安全性評価項目ではあるが燃料取替実施計画を定める前ではなく、制御棒操作手順作成時に確認を行う。</p> <p>3. 燃料を装荷した後に、第2項で評価に用いた期間を延長する場合には、あらかじめ、原子力部長は、その延長する期間も含め第2項に定める評価を行い、その評価結果を原子燃料課長へ通知する。原子燃料課長は、その評価結果が、制限値を満足していることの確認を行い、原子炉主任技術者の確認を得て、所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第2項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(燃料移動手順)</p> <p>第84条 原子燃料課長は、原子炉内および原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。</p> <p>(1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。</p> <p>(2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。</p> <p>(3) 原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料取替実施計画に定める取替炉心の配置と一致させる。</p> <p>(4) (1) または (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。</p>	<p>(燃料移動手順)</p> <p>第84条 原子燃料課長は、原子炉内および原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。</p> <p>(1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。</p> <p>(2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。</p> <p>(3) 原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料取替実施計画に定める取替炉心の配置と一致させる。</p> <p>(4) (1) または (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																												
<p>(燃料移動)                      第85条 発電課長は、第84条の燃料移動手順に従い、燃料交換機を使用して燃料移動を行う。                      2. 発電課長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表85-1-aについて確認する。                      3. 発電課長は、前項の確認ができない場合は、表85-2-aの措置を講じる。                      4. 発電課長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表85-1-bについて確認する。                      5. 発電課長は、前項の確認ができない場合は、表85-2-bの措置を講じる。                      6. 発電課長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第73条から第76条に準拠する。</p>	<p>(燃料移動)                      第85条 発電課長は、第84条の燃料移動手順に従い、燃料交換機を使用して燃料移動を行う。                      2. 発電課長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表85-1-aについて確認する。                      3. 発電課長は、前項の確認ができない場合は、表85-2-aの措置を講じる。                      4. 発電課長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表85-1-bについて確認する。                      5. 発電課長は、前項の確認ができない場合は、表85-2-bの措置を講じる。                      6. 発電課長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第73条から第76条に準拠する。</p>	<p>記載の適正化</p>																												
<p>表85-1-a</p>	<p>表85-1-a</p>																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していることを確認する。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度					
項目	頻度																													
1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																													
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																													
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																													
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																													
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																													
項目	頻度																													
1. 次の燃料交換機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料交換機が炉心上に移動できないことおよび燃料交換機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料交換機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																													
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと。）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																													
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																													
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																													
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																													
<p>表85-1-b</p>	<p>表85-1-b</p>																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup>（ただし引き抜かれた制御棒を除く）</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> （ただし引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup>（ただし引き抜かれた制御棒を除く。）</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> （ただし引き抜かれた制御棒を除く。）	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度	
項目	頻度																													
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																													
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> （ただし引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前																													
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																													
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																													
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																													
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度																													
項目	頻度																													
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																													
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> （ただし引き抜かれた制御棒を除く。）	制御棒を引き抜く直前																													
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																													
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																													
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																													
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度および制御棒を操作する都度																													
<p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p>	<p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p>																													
<p>※2：第84条第1項の（4）適用時を除く。</p>	<p>※2：第84条第1項の（4）適用時を除く。</p>																													
<p>表85-2-a</p>	<p>表85-2-a</p>																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに  速やかに	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合</td> <td>A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに  速やかに																	
条件	要求される措置	完了時間																												
A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに  速やかに																												
条件	要求される措置	完了時間																												
A. 表85-1-aのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。 および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに  速やかに																												

変更前			変更後			理由
	および A3.1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。 または A3.2. 表85-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに  速やかに		および A3.1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。 または A3.2. 表85-1-aの条件を満足する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
表85-2-b			表85-2-b			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 表85-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	A. 表85-1-bのうち一つ以上が確認できない場合	A1. 制御棒の引き抜きおよび関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに	
	および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに		および A2. 燃料装荷を中止する。	速やかに	
	および A3.1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに		および A3.1. 1体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに	
	または A3.2. 表85-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに		または A3.2. 表85-1-bの条件を満足する措置を開始する。	速やかに	

変更前	変更後	理由																
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第86条 原子燃料課長は、使用済燃料（以下、本編において照射された燃料を含む。）を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表86に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切でないと判断した使用済燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p>表86</p> <table border="1" data-bbox="129 576 990 711"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>2号炉<sup>※1</sup>、3号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉の使用済燃料プールで4ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	2号炉 <sup>※1</sup> 、3号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉	3号炉	3号炉	<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第86条 原子燃料課長は、使用済燃料（以下、本編において照射された燃料を含む。）を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表86に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切でないと判断した使用済燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p><u>(6) 2号炉について、原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心分以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること。</u></p> <p><u>2. 2号炉について、各課長は、使用済燃料プール周辺に設置する設備について、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること。</u></p> <p>表86</p> <table border="1" data-bbox="1025 576 1886 711"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>2号炉<sup>※1</sup>、3号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉の使用済燃料プールで4ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	2号炉 <sup>※1</sup> 、3号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉	3号炉	3号炉	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																	
1号炉	2号炉 <sup>※1</sup> 、3号炉 <sup>※1</sup>																	
2号炉	2号炉																	
3号炉	3号炉																	
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																	
1号炉	2号炉 <sup>※1</sup> 、3号炉 <sup>※1</sup>																	
2号炉	2号炉																	
3号炉	3号炉																	

変更前	変更後	理由
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条の2 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料交換機を使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器（以下、本条において「輸送物」という。）を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3)から(6)は適用とならない。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、輸送物を管理区域外において運搬する場合は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第94条第1項(1)に定める区域に輸送物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合するよう、措置を講じる。</p> <p>7. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料の運搬に関する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>8. 前項の検査実施責任者は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>(1) 外観検査</p> <p>(2) 気密漏えい検査</p> <p>(3) 圧力測定検査</p> <p>(4) 線量当量率検査</p> <p>(5) 未臨界検査</p> <p>(6) 温度測定検査</p> <p>(7) 吊上検査</p> <p>(8) 重量検査</p> <p>(9) 収納物検査</p> <p>(10) 表面密度検査</p> <p>9. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条の2 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料交換機を使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p><u>(5) 2号炉について、原子炉建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、キャスクピットゲートを閉止することおよび使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度を制限すること。</u></p> <p>3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器（以下、本条において「輸送物」という。）を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3)から(6)は適用とならない。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、輸送物を管理区域外において運搬する場合は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第94条第1項(1)に定める区域に輸送物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合するよう、措置を講じる。</p> <p>7. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料の運搬に関する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>8. 前項の検査実施責任者は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>(1) 外観検査</p> <p>(2) 気密漏えい検査</p> <p>(3) 圧力測定検査</p> <p>(4) 線量当量率検査</p> <p>(5) 未臨界検査</p> <p>(6) 温度測定検査</p> <p>(7) 吊上検査</p> <p>(8) 重量検査</p> <p>(9) 収納物検査</p> <p>(10) 表面密度検査</p> <p>9. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第6章 放射性廃棄物管理</b></p> <p>（放射性廃棄物管理に係る基本方針）</p> <p>第87条 発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第6章 放射性廃棄物管理</b></p> <p>（放射性廃棄物管理に係る基本方針）</p> <p>第87条 発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																				
<p>(頻度の定義) 第87条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表87の2のとおりとする。</p>	<p>(頻度の定義) 第87条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表87の2のとおりとする。</p>	<p>変更なし</p>																				
<p>表87の2</p>	<p>表87の2</p>																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="114 239 293 272">頻度</th> <th data-bbox="297 239 1005 272">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="114 276 293 309">1週間に1回</td> <td data-bbox="297 276 1005 309">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 312 293 346">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="297 312 1005 346">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 349 293 383">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="297 349 1005 383">4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 386 293 448">常時</td> <td data-bbox="297 386 1005 448">測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1010 239 1189 272">頻度</th> <th data-bbox="1193 239 1901 272">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1010 276 1189 309">1週間に1回</td> <td data-bbox="1193 276 1901 309">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 312 1189 346">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1193 312 1901 346">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 349 1189 383">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1193 349 1901 383">4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1010 386 1189 448">常時</td> <td data-bbox="1193 386 1901 448">測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。	
頻度	考え方																					
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																					
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																					
3ヶ月に1回	4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																					
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。																					
頻度	考え方																					
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																					
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																					
3ヶ月に1回	4月1日, 7月1日, 10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																					
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。																					

変更前	変更後	理由
<p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第88条 各課長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※1</sup>または保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液（3号炉ランドリドレン系の蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液は除く。）は、発電管理課長が固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が固体廃棄物貯蔵所（以下、本条において「貯蔵所」という。）に保管する。</p> <p>3号炉ランドリドレン系の蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液は、発電管理課長が固体廃棄物焼却設備（以下、本条において「焼却炉」という。）で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、原子燃料課長が使用済燃料プールに貯蔵するかまたは輸送・固体廃棄物管理課長がサイトバンカに保管する。ただし、封入またはしゃへい等の措置により輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジ等は、発電管理課長が使用済樹脂貯蔵槽等に貯蔵、もしくはドラム缶等の容器に封入または固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>または発電管理課長が焼却炉で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所または雑固体廃棄物保管室（以下、本条において「保管室」という。）に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。</p> <p>イ. 焼却する場合は、発電管理課長が焼却炉で焼却する。</p> <p>ロ. 圧縮減容する場合は、発電管理課長が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各課長は、放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表1.2.1-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各課長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 輸送・固体廃棄物管理課長は、貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。</p> <p>(2) 発電管理課長は、使用済樹脂貯蔵槽等における使用済樹脂およびフィルタスラッジ等の貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>(3) 輸送・固体廃棄物管理課長は、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の保管状況および保管室における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回サイトバンカおよび保管室を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。また、原子燃料課長は使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 輸送・固体廃棄物管理課長は貯蔵所、サイトバンカおよび保管室の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(3) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>(5) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立ち入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(6) 車両を徐行させること。</p> <p>(7) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のため</p>	<p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第88条 各課長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※1</sup>または保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液（3号炉ランドリドレン系の蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液は除く。）は、発電管理課長が固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が固体廃棄物貯蔵所（以下、本条において「貯蔵所」という。）に保管する。</p> <p>3号炉ランドリドレン系の蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液は、発電管理課長が固体廃棄物焼却設備（以下、本条において「焼却炉」という。）で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、原子燃料課長が使用済燃料プールに貯蔵するかまたは輸送・固体廃棄物管理課長がサイトバンカに保管する。ただし、封入またはしゃへい等の措置により輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジ等は、発電管理課長が使用済樹脂貯蔵槽等に貯蔵、もしくはドラム缶等の容器に封入または固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>または発電管理課長が焼却炉で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所または雑固体廃棄物保管室（以下、本条において「保管室」という。）に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。</p> <p>イ. 焼却する場合は、発電管理課長が焼却炉で焼却する。</p> <p>ロ. 圧縮減容する場合は、発電管理課長が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各課長は、放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表1.1.9-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各課長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 輸送・固体廃棄物管理課長は、貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。</p> <p>(2) 発電管理課長は、使用済樹脂貯蔵槽等における使用済樹脂およびフィルタスラッジ等の貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>(3) 輸送・固体廃棄物管理課長は、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の保管状況および保管室における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回サイトバンカおよび保管室を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。また、原子燃料課長は使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 輸送・固体廃棄物管理課長は貯蔵所、サイトバンカおよび保管室の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(3) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>(5) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立ち入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(6) 車両を徐行させること。</p> <p>(7) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のため</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>に必要な監督を行わせること。</p> <p>6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>7. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で第94条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。</p> <p>（1）埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。</p> <p>（2）発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。</p> <p>（3）放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するにあたって、所長の承認を得る。</p> <p>9. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>10. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入されていること。</p> <p>（2）法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと。</p> <p>11. 放射線管理課長は、第10項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p>	<p>に必要な監督を行わせること。</p> <p>6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>7. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で第94条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。</p> <p>（1）埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。</p> <p>（2）発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。</p> <p>（3）放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するにあたって、所長の承認を得る。</p> <p>9. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>10. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入されていること。</p> <p>（2）法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと。</p> <p>11. 放射線管理課長は、第10項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第94条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)</p> <p>第88条の2 「原子力施設において設置された資材等または使用された物品であって「核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」(以下「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等(以下、本条において「資材等」という。)および管理区域内において使用された工具類等(以下、本条において「物品」という。)とする。</p> <p>2. 放射線管理課長は、第93条第1項で定める区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 第94条第1項(1)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 第94条第1項(2)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 第94条第1項(1)の区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 第94条第1項(2)の区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品について、適切な測定方法により放射線測定評価を行い、汚染がないことを確認した上で、それ以後に適切な汚染防止対策、使用履歴の記録等の管理が行われている場合には、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断することができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、第93条第1項で定める区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)</p> <p>第88条の2 「原子力施設において設置された資材等または使用された物品であって「核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」でない廃棄物」(以下「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等(以下、本条において「資材等」という。)および管理区域内において使用された工具類等(以下、本条において「物品」という。)とする。</p> <p>2. 放射線管理課長は、第93条第1項で定める区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 第94条第1項(1)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 第94条第1項(2)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 第94条第1項(1)の区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 第94条第1項(2)の区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品について、適切な測定方法により放射線測定評価を行い、汚染がないことを確認した上で、それ以後に適切な汚染防止対策、使用履歴の記録等の管理が行われている場合には、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断することができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、第93条第1項で定める区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）</p> <p>第88条の3 放射線管理課長は、原子炉等規制法<u>または</u>電気事業法に基づく工事計画（変更）認可申請書に記載されている設備・機器等（以下、本条において「設備・機器等」という。）について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下、本条において「降下物」という。）の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物の影響の評価を放射線管理課長に依頼する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の依頼を受けた場合は、降下物の影響を評価し、その結果を影響の評価を依頼した課長に通知する。</p> <p>4. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>を超えると評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして管理区域内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>5. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>以下と評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、第88条の2（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）に基づき放射性廃棄物でない廃棄物と判断された場合は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>※1：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて」（NISA-197c-12-1（平成24・03・26 原院第10号）経済産業省原子力安全・保安院）に定める判断基準</p>	<p>（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）</p> <p>第88条の3 放射線管理課長は、原子炉等規制法に<u>基づく設計及び工事計画（変更）認可申請書および</u>電気事業法に基づく工事計画（変更）認可申請書に記載されている設備・機器等（以下、本条において「設備・機器等」という。）について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下、本条において「降下物」という。）の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物の影響の評価を放射線管理課長に依頼する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の依頼を受けた場合は、降下物の影響を評価し、その結果を影響の評価を依頼した課長に通知する。</p> <p>4. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>を超えると評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして管理区域内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>5. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>以下と評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、第88条の2（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）に基づき放射性廃棄物でない廃棄物と判断された場合は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>※1：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて」（NISA-197c-12-1（平成24・03・26 原院第10号）経済産業省原子力安全・保安院）に定める判断基準</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由																																										
<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第89条 発電課長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水口より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出量が、表89-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 発電課長は、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表89-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。</p> <p>3. 放射線管理課長は、表89-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>表89-1</p> <table border="1" data-bbox="129 472 987 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)</td> <td>7.4×10<sup>9</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表89-2</p> <table border="1" data-bbox="129 636 987 707"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>7.4×10<sup>12</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表89-3</p> <table border="1" data-bbox="129 783 987 932"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td rowspan="2"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>	トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul>	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第89条 発電課長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水口より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出量が、表89-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 発電課長は、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表89-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。</p> <p>3. 放射線管理課長は、表89-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>表89-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 472 1883 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)</td> <td>7.4×10<sup>9</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表89-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 636 1883 707"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>7.4×10<sup>12</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表89-3</p> <table border="1" data-bbox="1025 783 1883 932"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td rowspan="2"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>	トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul>	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	<p>記載の適正化</p>
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																											
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年																																											
項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>																																											
トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年																																											
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																								
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul>																																								
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回																																									
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																											
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年																																											
項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>																																											
トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年																																											
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																								
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サンプルタンク</li> <li>・ サンプル槽</li> <li>・ 再生純水タンク</li> <li>・ 再生純水槽</li> </ul>																																								
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回																																									

変更前	変更後	理由																																																																										
<p>（放射性気体廃棄物の管理）</p> <p>第90条 発電課長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表90-2に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>（1）排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>（2）排気筒からの放射性物質（希ガス、よう素131）の放出量が、表90-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表90-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>3. 表90-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第94条第1項（1）に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>（1）各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>（2）放射線管理課長は、表90-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空气中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>表90-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td style="text-align: center;">2.3×10<sup>15</sup> Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素 131</td> <td style="text-align: center;">4.1×10<sup>10</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表90-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">放射性気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">・排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋 排気口</td> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>・サイトバン カ 建屋排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>表90-3</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">排気筒等以外の 排気出口</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・サイトバン カ 建屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>	<p>（放射性気体廃棄物の管理）</p> <p>第90条 発電課長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表90-2に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>（1）排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>（2）排気筒からの放射性物質（希ガス、よう素131）の放出量が、表90-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表90-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>3. 表90-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第94条第1項（1）に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>（1）各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>（2）放射線管理課長は、表90-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空气中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>表90-1</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">項目</th> <th style="text-align: center;">放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td style="text-align: center;">2.3×10<sup>15</sup> Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素 131</td> <td style="text-align: center;">4.1×10<sup>10</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表90-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">放射性気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">・排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋 排気口</td> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>・サイトバン カ 建屋排気口</td> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>表90-3</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">排気筒等以外の 排気出口</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・サイトバン カ 建屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>	<p>変更なし</p>
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																																																											
放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年																																																																											
よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年																																																																											
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																								
放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時																																																																								
		よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																								
	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																																																								
		粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																								
・サイトバン カ 建屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																									
排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																									
	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																																																									
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																																																											
放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年																																																																											
よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年																																																																											
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																								
放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時																																																																								
		よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																								
	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																																																								
		粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																								
・サイトバン カ 建屋排気口	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																																																									
排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度																																																																									
	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																																																									



変更前	変更後	理由																																						
<p>(放出管理用計測器の管理)</p> <p>第91条 放射線管理課長および計測制御課長は、表91に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p> <p>表91</p> <table border="1" data-bbox="129 292 990 499"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器</td> <td>放出水モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>3台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>2台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※2※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉および2号炉の共用2台を含む                  ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用                  ※3：放射性液体廃棄物放出管理用と共用</p>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	3台 <sup>※1</sup>	b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>	2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	2台	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>	<p>(放出管理用計測器の管理)</p> <p>第91条 放射線管理課長および計測制御課長は、表91に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p> <p>表91</p> <table border="1" data-bbox="1025 292 1886 499"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器</td> <td>放出水モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>3台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>2台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※2※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉および2号炉の共用2台を含む                  ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用                  ※3：放射性液体廃棄物放出管理用と共用</p>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	3台 <sup>※1</sup>	b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>	2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	2台	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>	<p>理由</p> <p>変更なし</p>
分類	計測器種類	所管課長	数量																																					
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	3台 <sup>※1</sup>																																					
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>																																					
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	2台																																					
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>																																					
分類	計測器種類	所管課長	数量																																					
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	3台 <sup>※1</sup>																																					
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>																																					
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	2台																																					
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>																																					

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第7章 放射線管理</b></p> <p>（放射線管理に係る基本方針）</p> <p>第92条 発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第7章 放射線管理</b></p> <p>（放射線管理に係る基本方針）</p> <p>第92条 発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																								
<p>(頻度の定義) 第92条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表92の2のとおりとする。</p>	<p>(頻度の定義) 第92条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表92の2のとおりとする。</p>	<p>変更なし</p>																								
<p>表92の2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>頻度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>毎日運転中に1回</td> <td>午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>表92の2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>頻度</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>毎日運転中に1回</td> <td>午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>3ヶ月に1回</td> <td>4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td>常時</td> <td>測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	
頻度	考え方																									
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									
頻度	考え方																									
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									

変更前	変更後	理由																												
<p>(管理区域の設定および解除)                      第93条 管理区域は、添付1-2に示す区域とする。                      2. 放射線管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。                      3. 放射線管理課長は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。                      4. 放射線管理課長は、添付1-2における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表93に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      5. 放射線管理課長は、第4項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。                      6. 放射線管理課長は、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理課長は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      7. 放射線管理課長は、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理課長が確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>(管理区域の設定および解除)                      第93条 管理区域は、添付1-4に示す区域とする。                      2. 放射線管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。                      3. 放射線管理課長は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。                      4. 放射線管理課長は、添付1-4における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表93に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      5. 放射線管理課長は、第4項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。                      6. 放射線管理課長は、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理課長は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      7. 放射線管理課長は、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理課長が確認し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>																												
<p>表93</p> <table border="1" data-bbox="129 890 987 1126"> <tr><td>タンク点検等</td><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>配管点検等</td><td>建物補修</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>空調点検等</td><td>物品の仮置</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td><td></td></tr> </table>	タンク点検等	監視カメラ点検等	ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業	バルブ点検等	清掃作業	配管点検等	建物補修	ケーブル点検等	搬出入作業	空調点検等	物品の仮置	計測器類点検等		<p>表93</p> <table border="1" data-bbox="1023 890 1881 1126"> <tr><td>タンク点検等</td><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>配管点検等</td><td>建物補修</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>空調点検等</td><td>物品の仮置</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td><td></td></tr> </table>	タンク点検等	監視カメラ点検等	ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業	バルブ点検等	清掃作業	配管点検等	建物補修	ケーブル点検等	搬出入作業	空調点検等	物品の仮置	計測器類点検等		
タンク点検等	監視カメラ点検等																													
ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業																													
バルブ点検等	清掃作業																													
配管点検等	建物補修																													
ケーブル点検等	搬出入作業																													
空調点検等	物品の仮置																													
計測器類点検等																														
タンク点検等	監視カメラ点検等																													
ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業																													
バルブ点検等	清掃作業																													
配管点検等	建物補修																													
ケーブル点検等	搬出入作業																													
空調点検等	物品の仮置																													
計測器類点検等																														

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第94条 放射線管理課長は、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）</p> <p>(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付1-2に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理課長は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理課長は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p>	<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第94条 放射線管理課長は、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）</p> <p>(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付1-4に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理課長は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理課長は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第95条 放射線管理課長は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各課長は、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理課長の承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第95条 放射線管理課長は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各課長は、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理課長の承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第96条 放射線管理課長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理課長は、第1項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>5. 放射線管理課長は、第4項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>6. 放射線管理課長は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p>	<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第96条 放射線管理課長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理課長は、第1項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>5. 放射線管理課長は、第4項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>6. 放射線管理課長は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域出入者の遵守事項)</p> <p>第97条 放射線管理課長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第95条第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または第96条第6項に基づく放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。</p>	<p>(管理区域出入者の遵守事項)</p> <p>第97条 放射線管理課長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第95条第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または第96条第6項に基づく放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。</p>	<p>変更なし</p>

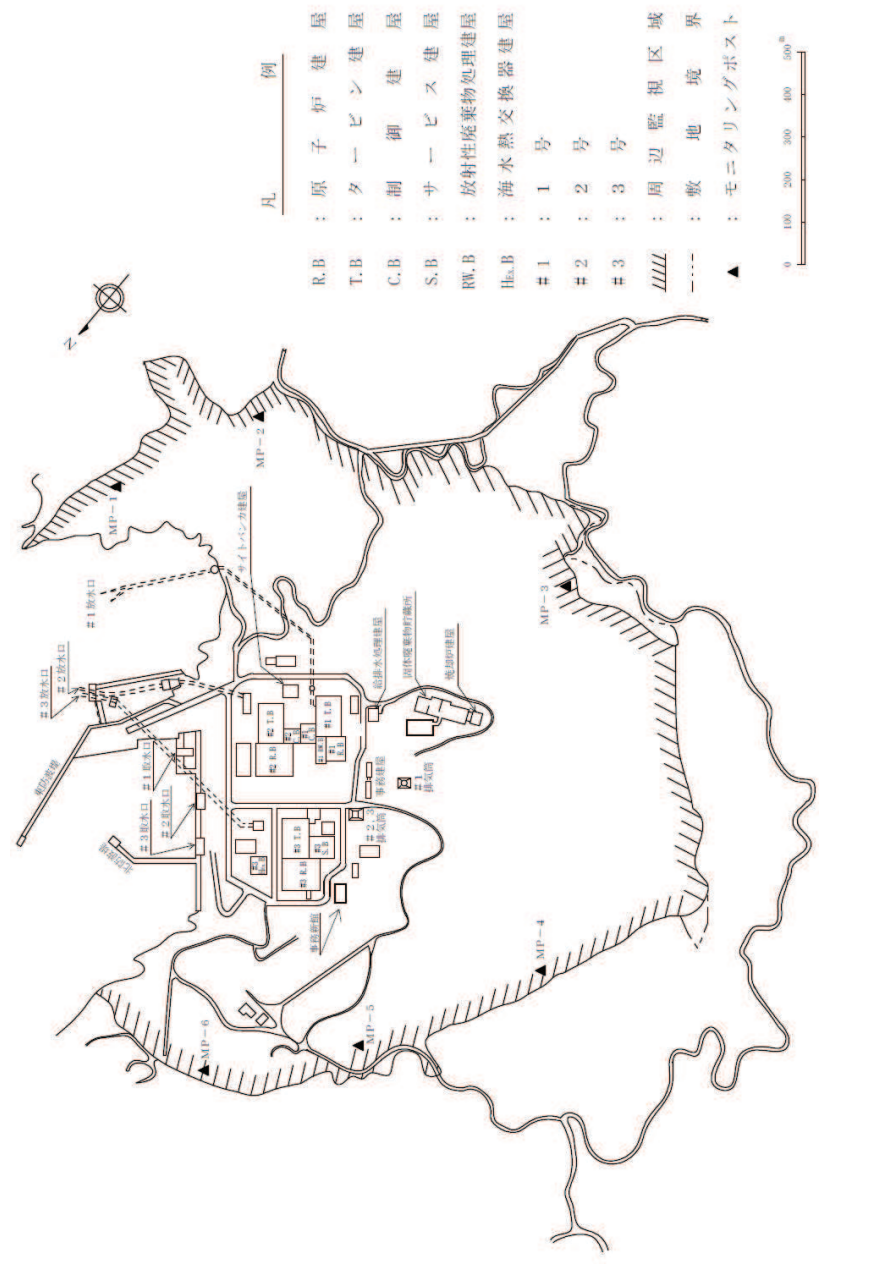


変更前	変更後	理由
<p>(保全区域)                      第98条 保全区域は、<a href="#">添付1-3</a>に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p>	<p>(保全区域)                      第98条 保全区域は、<a href="#">添付1-5</a>に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(周辺監視区域)                      第99条 周辺監視区域は、図99に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかかな場合は、この限りでない。</p>	<p>(周辺監視区域)                      第99条 周辺監視区域は、図99に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかかな場合は、この限りでない。</p>	

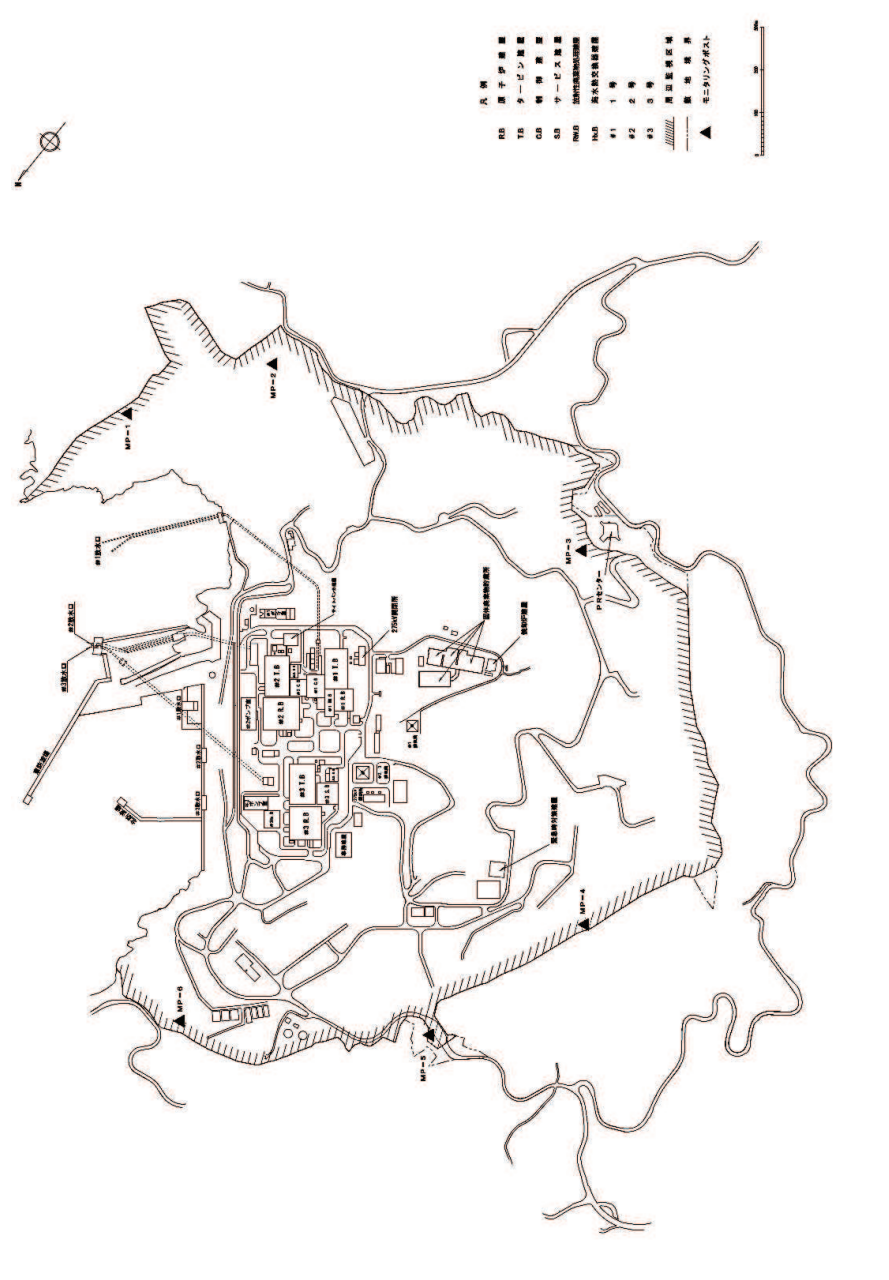
変更前

図 9.9



変更後

図 9.9



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

変更前	変更後	理由												
<p>(放射線業務従事者の線量管理等)</p> <p>第100条 各課長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。</p> <p>2. 放射線管理課長は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表100に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表100</p> <table border="1" data-bbox="129 316 987 419"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	<p>(放射線業務従事者の線量管理等)</p> <p>第100条 各課長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。</p> <p>2. 放射線管理課長は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表100に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表100</p> <table border="1" data-bbox="1025 316 1883 419"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	<p>変更なし</p>
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													

変更前	変更後	理由
<p>(床、壁等の除染)</p> <p>第101条 各課長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、放射線管理課長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について放射線管理課長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管課長は、その措置結果について、放射線管理課長の確認を得る。</p>	<p>(床、壁等の除染)</p> <p>第101条 各課長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、放射線管理課長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について放射線管理課長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管課長は、その措置結果について、放射線管理課長の確認を得る。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																																																		
<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第102条 放射線管理課長は、表102-1および表102-2（第94条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表102-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図102に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第1項または第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表102-1</p> <table border="1" data-bbox="129 421 976 687"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日運転中に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※4</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリア放射線モニタにおいて測定する項目                  ※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※4：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表102-2</p> <table border="1" data-bbox="129 871 976 981"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測定項目	測定頻度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測定項目	測定頻度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)	<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第102条 放射線管理課長は、表102-1および表102-2（第94条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表102-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図102に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第1項または第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表102-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 421 1872 687"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日運転中に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※4</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリア放射線モニタにおいて測定する項目                  ※3：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※4：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表102-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 871 1872 981"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測定項目	測定頻度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測定項目	測定頻度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)	<p>変更なし</p>
場 所	測定項目	測定頻度																																																		
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回																																																		
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																		
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																		
	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時																																																		
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																		
場 所	測定項目	測定頻度																																																		
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)																																																		
場 所	測定項目	測定頻度																																																		
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日運転中に1回																																																		
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																		
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
	表面汚染密度 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																		
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																		
	空気吸収線量率 <sup>※4</sup>	常時																																																		
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																		
場 所	測定項目	測定頻度																																																		
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)																																																		

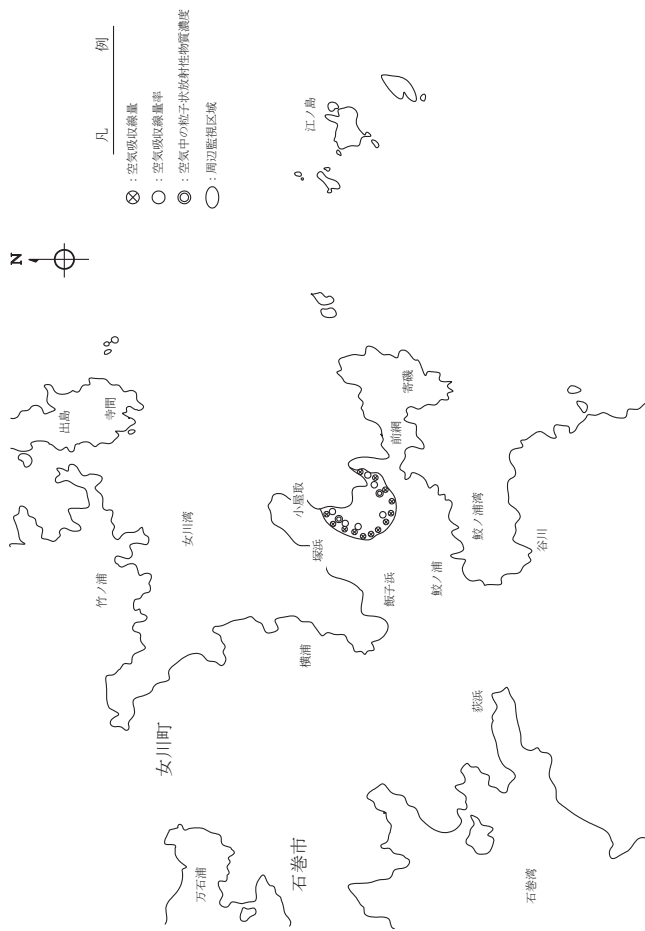
変更前

変更後

理由

図102

図102



変更前	変更後	理由
<p>(平常時の環境放射線モニタリング)                      第102条の2 放射線管理課長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。</p>	<p>(平常時の環境放射線モニタリング)                      第102条の2 放射線管理課長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後	理由																																																																												
<p>(放射線計測器類の管理)                      第103条 放射線管理課長および計測制御課長は、表103に定める放射線計測器類について、<a href="#">同表</a>に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p>	<p>(放射線計測器類の管理)                      第103条 放射線管理課長および計測制御課長は、表103 <a href="#">および表66-15「66-15-1監視測定設備」</a>に定める放射線計測器類について、<a href="#">各表</a>に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>																																																																												
<p>表103</p>	<p>表103</p>																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 被ばく管理用計測器</td> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>体表面ゲートモニタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>5台<sup>※2※3</sup></td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1※4</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量計</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1式<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 放射線監視用計測器</td> <td>モニタリングポスト</td> <td>計測制御課長</td> <td>6台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>82台<sup>※5※6</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	5台 <sup>※2※3</sup>	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>	エリアモニタ	計測制御課長	82台 <sup>※5※6</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 被ばく管理用計測器</td> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>体表面ゲートモニタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>5台<sup>※2※3</sup></td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1※4</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量計</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1式<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 放射線監視用計測器</td> <td>モニタリングポスト</td> <td>計測制御課長</td> <td>6台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>82台<sup>※5※6</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	5台 <sup>※2※3</sup>	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>	エリアモニタ	計測制御課長	82台 <sup>※5※6</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	
分類	計測器種類	所管課長	数量																																																																											
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	5台 <sup>※2※3</sup>																																																																											
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>																																																																											
	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>																																																																											
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>																																																																											
	エリアモニタ	計測制御課長	82台 <sup>※5※6</sup>																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
分類	計測器種類	所管課長	数量																																																																											
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	5台 <sup>※2※3</sup>																																																																											
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>																																																																											
	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>																																																																											
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>																																																																											
	エリアモニタ	計測制御課長	82台 <sup>※5※6</sup>																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
<p>※1：1号炉，2号炉および3号炉共用                      ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む。                      ※3：1号炉および2号炉共用の2台を含む。                      ※4：表91の試料放射能測定装置と共用                      ※5：1号炉，2号炉および3号炉共用の5台を含む。                      ※6：管理区域外測定用の4台を含む。</p>	<p>※1：1号炉，2号炉および3号炉共用                      ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む。                      ※3：1号炉および2号炉共用の2台を含む。                      ※4：表91の試料放射能測定装置と共用                      ※5：1号炉，2号炉および3号炉共用の5台を含む。                      ※6：管理区域外測定用の4台を含む。</p>																																																																													

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域外等への搬出および運搬)</p> <p>第104条 放射線管理課長は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各課長は管理区域外に核燃料物質等（第80条、第86条の2および第88条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第88条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>(管理区域外等への搬出および運搬)</p> <p>第104条 放射線管理課長は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各課長は管理区域外に核燃料物質等（第80条、第86条の2および第88条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第88条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(発電所外への運搬)</p> <p>第105条 各課長は、核燃料物質等（第80条、第86条の2および第88条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>2. 各課長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。</p> <p>3. 各課長は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入されていること</p> <p>(2) 法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと</p> <p>(3) L型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと</p> <p>(4) A型輸送物もしくはBM型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講ずること</p> <p>4. 放射線管理課長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p>(発電所外への運搬)</p> <p>第105条 各課長は、核燃料物質等（第80条、第86条の2および第88条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>2. 各課長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。</p> <p>3. 各課長は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入されていること</p> <p>(2) 法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと</p> <p>(3) L型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと</p> <p>(4) A型輸送物もしくはBM型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講ずること</p> <p>4. 放射線管理課長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(協力企業の放射線防護)</p> <p>第106条 放射線管理課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 管理区域出入者の遵守事項</p> <p>イ. 出入方法に関すること</p> <p>ロ. 個人線量計の着用に関すること</p> <p>ハ. 保護衣の着用に関すること</p> <p>ニ. 汚染拡大防止措置に関すること</p> <p>ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関すること</p> <p>(2) 線量評価の項目および頻度に関すること</p> <p>(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関すること</p> <p>2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p>	<p>(協力企業の放射線防護)</p> <p>第106条 放射線管理課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 管理区域出入者の遵守事項</p> <p>イ. 出入方法に関すること</p> <p>ロ. 個人線量計の着用に関すること</p> <p>ハ. 保護衣の着用に関すること</p> <p>ニ. 汚染拡大防止措置に関すること</p> <p>ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関すること</p> <p>(2) 線量評価の項目および頻度に関すること</p> <p>(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関すること</p> <p>2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p>(施設管理計画)</p> <p>第107条 原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>1. 施設管理の実施方針および施設管理目標</p> <p>(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。</p> <p>(2) さらに、第107条の6に定める長期施設管理方針を策定または変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを施設管理の実施方針に反映する。</p> <p>(3) 組織は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>2. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、1.の施設管理目標を達成するため、3.より10.からなる保全プログラムを策定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備</p> <p>(2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備</p> <p>(3) 原子炉設置（変更）許可申請書ならびに設計および工事計画認可申請書で保管または設置要求があり、許可または認可を得た設備</p> <p>(4) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備</p> <p>(5) その他自ら定める設備</p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度に基づき確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報および運転経験等を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重</p>	<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p>(施設管理計画)</p> <p>第107条 原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>1. 施設管理の実施方針および施設管理目標</p> <p>(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。</p> <p>(2) さらに、第107条の6に定める長期施設管理方針を策定または変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを施設管理の実施方針に反映する。</p> <p>(3) 組織は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>2. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、1.の施設管理目標を達成するため、3.より10.からなる保全プログラムを策定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備</p> <p>(2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保および維持が要求される機能を有する設備</p> <p>(3) 原子炉設置（変更）許可申請書ならびに設計および工事計画（<u>変更</u>）認可申請書で保管または設置要求があり、許可または認可を得た設備</p> <p>(4) <u>自主対策設備*1（2号炉）</u></p> <p>(5) 炉心損傷または格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備</p> <p>(6) その他自ら定める設備</p> <p><u>※1：自主対策設備とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。</u></p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、<u>重大事故等対処設備（2号炉）に該当することおよび</u>重要度分類指針の重要度に基づき確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報および運転経験等を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、<u>重大事故等対処設備</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>要度等に基づき設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</p> <p>5. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために、4.の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a. プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>① 7000臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数 ② 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数 ③ 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b. 系統レベルの保全活動管理指標 系統レベルの保全活動管理指標として、4.(1)の施設管理の重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2およびリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数 ② 非待機（UA）時間<sup>*1</sup></p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a. プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。</p> <p>b. 系統レベルの保全活動管理指標 ① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。 ② 非待機（UA）時間<sup>*1</sup>の目標値は、点検実績および第4章第3節（運転上の制限）第19条から第76条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。</p> <p>(3) 組織は、プラントまたは系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>※1：非待機（UA）時間については、待機状態にある機能および待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>6. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、3.の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>a. 点検計画（6.1参照） b. 設計および工事の計画（6.2参照） c. 特別な保全計画（6.3参照）</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、4.の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <p>a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験 b. 使用環境および設置環境 c. 劣化、故障モード d. 機器の構造等の設計的知見 e. 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>6.1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、</p>	<p><u>（2号炉）の該当有無</u>、重要度分類指針の重要度等に基づき設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</p> <p>5. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために、4.の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中でプラントレベルおよび系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a. プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>① 7000臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数 ② 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数 ③ 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b. 系統レベルの保全活動管理指標 系統レベルの保全活動管理指標として、4.(1)の施設管理の重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2およびリスク重要度の高い系統機能<u>ならびに重大事故等対処設備（2号炉）</u>に対して以下のものを設定する。</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数 ② 非待機（UA）時間<sup>*2</sup></p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a. プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。</p> <p>b. 系統レベルの保全活動管理指標 ① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。 ② 非待機（UA）時間<sup>*2</sup>の目標値は、点検実績および第4章第3節（運転上の制限）第19条から第76条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。</p> <p>(3) 組織は、プラントまたは系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>※2：非待機（UA）時間については、待機状態にある機能および待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>6. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、3.の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>a. 点検計画（6.1参照） b. 設計および工事の計画（6.2参照） c. 特別な保全計画（6.3参照）</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、4.の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <p>a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験 b. 使用環境および設置環境 c. 劣化、故障モード d. 機器の構造等の設計的知見 e. 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>6.1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a. 予防保全</p> <p>①時間基準保全</p> <p>②状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a. 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b. 状態基準保全</p> <p>(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①状態監視データの具体的採取方法</p> <p>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準</p> <p>③状態監視データ採取頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①定例試験の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c. 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。</p> <p>(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※2により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 事業者検査の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 事業者検査の実施時期</p> <p>※2：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第107条の4による使用前事業者検査および第107条の5による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ）。</p>	<p>点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a. 予防保全</p> <p>①時間基準保全</p> <p>②状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a. 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b. 状態基準保全</p> <p>(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①状態監視データの具体的採取方法</p> <p>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準</p> <p>③状態監視データ採取頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①定例試験の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c. 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。</p> <p>(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※3により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 事業者検査の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 事業者検査の実施時期</p> <p>※3：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第107条の4による使用前事業者検査および第107条の5による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ）。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>6.2 設計および工事の計画の策定</p> <p>(1) 組織は、設計および工事を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器等の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>※3</sup>の要否について確認を行い、その結果を記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</p> <p>(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験（以下「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 事業者検査および試験等の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 事業者検査および試験等の実施時期</p> <p>※3：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）および第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）ならびに電気事業法第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。（以下、<u>第121条</u>において同じ。）</p> <p>6.3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 点検の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 点検の実施時期</p> <p>7. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、6で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、第107条の2による設計管理および第107条の3による作業管理を実施する。</p> <p>(3) 組織は、保全の結果について記録する。</p> <p>8. 保全の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>※4</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。</p> <p>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期<sup>※4</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>※4：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>9. 不適合管理、是正処置および未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a.および b.の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a.および b.に至った場合には、不適合管理を行った上で、是正処置を講じる。</p> <p>a. 保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できな</p>	<p>6.2 設計および工事の計画の策定</p> <p>(1) 組織は、設計および工事を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器等の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>※4</sup>の要否について確認を行い、その結果を記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</p> <p>(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験（以下「試験等」という。）により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 事業者検査および試験等の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 事業者検査および試験等の実施時期</p> <p>※4：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）および第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）ならびに電気事業法第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう（以下、<u>第119条</u>において同じ。）。</p> <p>6.3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>a. 点検の具体的方法</p> <p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 点検の実施時期</p> <p>7. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、6で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、第107条の2による設計管理および第107条の3による作業管理を実施する。</p> <p>(3) 組織は、保全の結果について記録する。</p> <p>8. 保全の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。</p> <p>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>※5：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>9. 不適合管理、是正処置および未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a.および b.の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a.および b.に至った場合には、不適合管理を行った上で、是正処置を講じる。</p> <p>a. 保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できな</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由
<p>い場合</p> <p>b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合であって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>(3) 組織は、(1)および(2)の活動を第3条に基づき実施する。</p> <p>10. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a. 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c. トラブルなど運転経験</p> <p>d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果</p> <p>e. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>f. リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、6.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a. 点検および取替結果の評価</p> <p>b. 劣化トレンドによる評価</p> <p>c. 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d. 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。</p> <p>11. 施設管理の有効性評価</p> <p>(1) 組織は、10.の保全の有効性評価の結果および1.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果およびその根拠ならびに改善内容について記録する。</p> <p>12. 構成管理</p> <p>組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</p> <p>(1) 設計要件（第3条 7.2.1 に示す個別業務等要求事項のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第107条の2の設計に対する要求事項をいう。）</p> <p>(2) 施設構成情報（第3条 4.2.1 に示す文書のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものを示す図書および情報」をいう。）</p> <p>(3) 物理的構成（実際の構築物、系統および機器をいう。）</p> <p>13. 情報共有</p> <p>組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。</p>	<p>い場合</p> <p>b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合であって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>(3) 組織は、(1)および(2)の活動を第3条に基づき実施する。</p> <p>10. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a. 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c. トラブルなど運転経験</p> <p>d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果</p> <p>e. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>f. リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、6.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a. 点検および取替結果の評価</p> <p>b. 劣化トレンドによる評価</p> <p>c. 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d. 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。</p> <p>11. 施設管理の有効性評価</p> <p>(1) 組織は、10.の保全の有効性評価の結果および1.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果およびその根拠ならびに改善内容について記録する。</p> <p>12. 構成管理</p> <p>組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</p> <p>(1) 設計要件（第3条 7.2.1 に示す個別業務等要求事項のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第107条の2の設計に対する要求事項をいう。）</p> <p>(2) 施設構成情報（第3条 4.2.1 に示す文書のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものを示す図書および情報」をいう。）</p> <p>(3) 物理的構成（実際の構築物、系統および機器をいう。）</p> <p>13. 情報共有</p> <p>組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(設計管理)</p> <p>第107条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計または過去に実施した設計結果の変更該当するかどうかを判断する。</p> <p>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第3条7.3に従って実施する。</p> <p>(1) 保全の結果の反映および既設設備への影響の考慮を含む、機能および性能に関する要求事項</p> <p>(2) 「技術基準規則」の規定および原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</p> <p>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(4) 設計開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>3. 本条における設計管理には、第107条の3に定める作業管理および第107条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</p>	<p>(設計管理)</p> <p>第107条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計または過去に実施した設計結果の変更該当するかどうかを判断する。</p> <p>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第3条7.3に従って実施する。</p> <p>(1) 保全の結果の反映および既設設備への影響の考慮を含む、機能および性能に関する要求事項</p> <p>(2) 「技術基準規則」の規定および原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</p> <p>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(4) 設計開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>3. 本条における設計管理には、第107条の3に定める作業管理および第107条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(作業管理)</p> <p>第107条の3 組織は、第107条の2の設計管理の結果に従い工事を実施する。</p> <p>2. 組織は、原子炉施設の点検および工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</p> <p>(1) 他の原子炉施設および周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷および劣化の防止</p> <p>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</p> <p>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</p> <p>(4) 作業工程の管理</p> <p>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</p> <p>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</p> <p>(7) 第7章に基づく放射線管理</p> <p>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、または外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項および第13条による巡視点検を定期的に行う。</p>	<p>(作業管理)</p> <p>第107条の3 組織は、第107条の2の設計管理の結果に従い工事を実施する。</p> <p>2. 組織は、原子炉施設の点検および工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</p> <p>(1) 他の原子炉施設および周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷および劣化の防止</p> <p>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</p> <p>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</p> <p>(4) 作業工程の管理</p> <p>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</p> <p>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</p> <p>(7) 第7章に基づく放射線管理</p> <p>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、または外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項および第13条による巡視点検を定期的に行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(使用前事業者検査の実施)</p> <p>第107条の4 所長は、設計および工事の計画の認可または設計および工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置または変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「技術基準規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が次の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>a. 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b. 「技術基準規則」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a.および b.の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設置または変更の工事の調達における供給者の中で、当該工事を実施した組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：使用前事業者検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象および以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 構造、強度および漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b. 機能および性能を確認するために十分な方法</p> <p>c. その他設置または変更の工事その設計および工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p>	<p>(使用前事業者検査の実施)</p> <p>第107条の4 所長は、設計および工事の計画の認可または設計および工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置または変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「技術基準規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が次の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>a. 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b. 「技術基準規則」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a.および b.の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設置または変更の工事の調達における供給者の中で、当該工事を実施した組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：使用前事業者検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象および以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 構造、強度および漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b. 機能および性能を確認するために十分な方法</p> <p>c. その他設置または変更の工事その設計および工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p>	<p>理由</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第107条の5 所長は、原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事または点検の調達における供給者の中で、当該工事または点検を実施する組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗および異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>b. 試運転その他の機能および作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>c. a. b.による方法のほか、技術基準規則に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	<p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第107条の5 所長は、原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事または点検の調達における供給者の中で、当該工事または点検を実施する組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗および異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>b. 試運転その他の機能および作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>c. a. b.による方法のほか、技術基準規則に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針)</p> <p>第107条の6 各課長は、重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器および構造物<sup>*1</sup>（以下、本条において「機器および構造物」という。）について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価</p> <p>(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定<sup>*2</sup></p> <p>2. 各課長は、機器および構造物について、各号炉毎、運転期間延長認可申請<sup>*3</sup>をする場合には、営業運転を開始した日以後40年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>3. 各課長は、機器および構造物について、各号炉毎、認可<sup>*4</sup>を受けた延長期間が10年を超える場合においては、営業運転を開始した日以後50年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>※1：動作する機能を有する機器および構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。</p> <p>※2：30年を経過する日までに策定する場合は10年間の、それ以外の場合は延長する期間の満了日までの方針を策定する。</p> <p>※3：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の3第4項に規定される申請をいう。</p> <p>※4：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の3第2項に規定される認可をいう。</p>	<p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価および長期施設管理方針)</p> <p>第107条の6 各課長は、重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器および構造物<sup>*1</sup>（以下、本条において「機器および構造物」という。）<u>ならびに常設重大事故等対処設備<sup>*2</sup></u>について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき、以下の事項を実施する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価</p> <p>(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定<sup>*3</sup></p> <p>2. 各課長は、機器および構造物について、各号炉毎、運転期間延長認可申請<sup>*4</sup>をする場合には、営業運転を開始した日以後40年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>3. 各課長は、機器および構造物について、各号炉毎、認可<sup>*5</sup>を受けた延長期間が10年を超える場合においては、営業運転を開始した日以後50年を経過する日までに、実施手順および実施体制を定め、これに基づき第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>※1：動作する機能を有する機器および構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。</p> <p>※2：<u>「常設重大事故等対処設備」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第43条第2項の設備をいう（2号炉に限る。）。</u></p> <p>※3：30年を経過する日までに策定する場合は10年間の、それ以外の場合は延長する期間の満了日までの方針を策定する。</p> <p>※4：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の3第4項に規定される申請をいう。</p> <p>※5：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の3第2項に規定される認可をいう。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第9章 緊急時の措置</b></p> <p>（原子力防災組織）</p> <p><b>第109条</b> 防災課長は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災課長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。_（以下、本章において同じ。）</p>	<p style="text-align: center;"><b>第9章 緊急時の措置</b></p> <p>（原子力防災組織）</p> <p><b>第108条</b> 防災課長は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災課長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する（以下、本章において同じ。）_</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(原子力防災組織の要員)  <a href="#">第110条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(原子力防災組織の要員)  <a href="#">第108条の2</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由																										
<p>(緊急作業従事者の選定)  <u>第110条の2</u> 防災課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。                      (1) <u>表110の2</u>の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者。                      (2) <u>表110の2</u>の緊急作業についての訓練を受けた者。                      (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p><u>表110の2</u></p> <table border="1" data-bbox="136 496 983 826"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※1</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上	電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	訓練	緊急作業の方法	3時間以上	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※1	3時間以上	<p>(緊急作業従事者の選定)  <u>第108条の3</u> 防災課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業に従事させるための要員（以下「緊急作業従事者」という。）を選定し、所長の承認を得る。                      (1) <u>表108の3</u>の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者。                      (2) <u>表108の3</u>の緊急作業についての訓練を受けた者。                      (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p><u>表108の3</u></p> <table border="1" data-bbox="1032 496 1879 826"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法※1</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※2</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上	電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	訓練	緊急作業の方法※1	3時間以上	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※2	3時間以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）                      記載の適正化</p>
分類	項目	時間																										
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上																										
	電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																										
訓練	緊急作業の方法	3時間以上																										
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※1	3時間以上																										
分類	項目	時間																										
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上																										
	電離放射線の生体を与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																										
訓練	緊急作業の方法※1	3時間以上																										
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い※2	3時間以上																										
<p>※1：兼用できる訓練                      ・<u>第17条の2第1項、第113条、第119条および第2編の第217条の2第1項、第313条、第319条</u>のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練</p>	<p>※1：兼用できる訓練                      ・<u>第17条の7第3項、第17条の9第1項および第117条のうち、緊急作業の方法に関する訓練</u>                      ※2：兼用できる訓練                      ・<u>第17条第1項および第5項、第17条の7第3項、第17条の8第1項、第17条の9第1項、第111条、第117条ならびに第2編の第217条の9第1項、第311条および第317条</u>のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練</p>																											

変更前	変更後	理由
<p>(原子力防災資機材の整備)</p> <p><a href="#">第111条</a> 各課長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 防災課長および発電管理課長は、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定および改定にあたっては、第7条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>(原子力防災資機材の整備)</p> <p><a href="#">第109条</a> 各課長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 防災課長および発電管理課長は、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定および改定にあたっては、第7条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(通報経路)  <a href="#">第112条</a> 防災課長は、<a href="#">緊急事態</a>が発生した場合の社内および国、県、市、町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(通報経路)  <a href="#">第110条</a> 防災課長は、<a href="#">警戒事態該当事象が発生した場合または特定事象</a>が発生した場合の社内および国、県、市、町等の社外関係機関との<a href="#">連絡経路または</a>通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時演習)  <a href="#">第113条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>(緊急時演習)  <a href="#">第111条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(通報)</p> <p><u>第114条</u> 発電課長等は、<u>原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第112条</u>に定める<u>通報経路</u>にしたがって、所長に<u>通報</u>する。</p> <p>2. 所長は、<u>緊急事態</u>の発生について<u>通報</u>を受け、<u>または</u>自ら発見した場合は、<u>第112条</u>に定める<u>通報経路</u>にしたがって、社内および社外関係機関に通報する。</p>	<p>(通報)</p> <p><u>第112条</u> 発電課長等は、<u>警戒事態該当事象が発生した場合または特定事象が発生した場合、第110条</u>に定める<u>経路</u>にしたがって、所長に<u>報告</u>する。</p> <p>2. 所長は、<u>警戒事態該当事象の発生または特定事象</u>の発生について<u>報告</u>を受け、<u>もしくは</u>自ら発見した場合は、<u>第110条</u>に定める<u>経路</u>にしたがって、社内および社外関係機関に<u>連絡または</u>通報する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時体制の発令)  <u>第115条</u> 所長は、<u>緊急事態が発生</u>した場合は、<u>緊急時体制</u>を発令して、原子力防災組織の要員を<u>招集</u>し、発電所に緊急時対策本部を設置する。</p>	<p>(緊急体制の発令)  <u>第113条</u> 所長は、<u>警戒事態該当事象の発生または特定事象の発生について報告を受け、もしくは自ら発見</u>した場合は、<u>緊急体制</u>を発令して、原子力防災組織の要員を<u>招集</u>し、発電所に緊急時対策本部を設置する。<u>所長は、緊急体制を発令した場合は、直ちに原子力部長に報告する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(応急措置)  <u>第116条</u> 本部長は、原子力防災組織を統括し、<u>緊急事態</u>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備および避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置</li> </ul>	<p>(応急措置)  <u>第114条</u> 本部長は、原子力防災組織を統括し、<u>緊急体制を発令した場合</u>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備および避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時における活動)  <a href="#">第117条</a> 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、<a href="#">第116条</a>で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>(緊急時における活動)  <a href="#">第115条</a> 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、<a href="#">第114条</a>で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由												
<p>(緊急作業従事者の線量管理等)  <u>第117条の2</u> 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。                      (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を<u>表117の2</u>に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。                      (2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。                      2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p><u>表117の2</u></p> <table border="1" data-bbox="136 443 770 612"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>(緊急作業従事者の線量管理等)  <u>第115条の2</u> 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。                      (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を<u>表115の2</u>に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。                      (2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。                      2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p><u>表115の2</u></p> <table border="1" data-bbox="1028 443 1662 612"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>記載の適正化</p>
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時体制の解除)  <u>第118条</u> 本部長は、事象が収束し、<u>緊急時体制</u>を継続する必要がなくなった場合は、<u>緊急時体制</u>を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<p>(緊急体制の解除)  <u>第116条</u> 本部長は、事象が収束し、<u>緊急体制</u>を継続する必要がなくなった場合は、<u>緊急体制</u>を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第10章 保安教育</b></p> <p>(所員への保安教育)</p> <p><b>第119条</b> 原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容とその見直し頻度等を定めた「保安教育実施要領書」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 技術課長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を<b>表119-1, 2, 3</b>の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>(2) 技術課長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。技術課長は、年度毎に実施結果を所長へ報告する。 ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 各課長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第10章 保安教育</b></p> <p>(所員への保安教育)</p> <p><b>第117条</b> 原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容とその見直し頻度等を定めた「保安教育実施要領書」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 技術課長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を<b>表117-1, 2, 3</b>の実施方針に基づいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>(2) 技術課長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。技術課長は、年度毎に実施結果を所長へ報告する。 ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 各課長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

理由

表119-1

表117-1

所員への保安教育実施方針(総括表)

所員への保安教育実施方針(総括表)

Table with columns for education content, target audience, and duration. It details various training modules like '保安教育の内容', '運転員', and '燃料取扱の業務'.

Table with columns for education content, target audience, and duration. It details various training modules like '保安教育の内容', '運転員', and '燃料取扱の業務'.

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規規制基準の施行に伴う変更)

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更

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

記載の適正化

※1:各課長(所長)より別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

◎ 全員が教育の対象者(関連する業務内容に応じ教育内容(受講)は異なる)。  
○ 業務に関連する者が教育の対象(関連する業務内容に応じ教育内容は異なる)。  
× 教育の対象外  
( ) 合計の教育時間

※1:各課長(所長)より別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

◎ 全員が教育の対象者(関連する業務内容に応じ教育内容(受講)は異なる)。  
○ 業務に関連する者が教育の対象(関連する業務内容に応じ教育内容は異なる)。  
× 教育の対象外  
( ) 合計の教育時間

変更前

変更後

理由

表119-2

表117-2

記載の適正化

所員への保安教育実施方(放射線業務従事者教育)

Table with columns for '変更前' (Before Change) and '変更後' (After Change). Rows include '放射線業務従事者教育' and '放射線業務従事者教育(放射線業務従事者教育)'. The table details training requirements for various roles like '専任業務従事者' and '業務系所員'.

○ 全員の教育の対象
○ 業務に直接関係する者が教育の対象

○ 全員の教育の対象
○ 業務に直接関係する者が教育の対象

所員への保安教育実施方(放射線業務従事者教育)

Table with columns for '変更前' (Before Change) and '変更後' (After Change). Rows include '放射線業務従事者教育' and '放射線業務従事者教育(放射線業務従事者教育)'. The table details training requirements for various roles like '専任業務従事者' and '業務系所員'.

○ 全員の教育の対象
○ 業務に直接関係する者が教育の対象

○ 全員の教育の対象
○ 業務に直接関係する者が教育の対象

変更前

変更後

理由

表119-3

表117-3

社員への保安教育実施方針(運転員)

社員への保安教育実施方針(運転員)

Table with columns for training content, specific education, and target audience. It details various training modules like '運転管理I', '運転管理II', and '燃料管理' with corresponding implementation status (O, X, ⊙).

Table with columns for training content, specific education, and target audience. It details various training modules like '運転管理I', '運転管理II', and '燃料管理' with corresponding implementation status (O, X, ⊙).

※1: 全員が教育の対象者(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡有り)。  
※2: 免電副長の代務を行う免電管理副長を含む。  
※3: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。  
※4: 本教育は、同一編目であって対象者の属性に応じて理解の段階、深さに差がある(ある教育で、複数の編目をカバーする場合もある)。  
※5: この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一週間の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。  
※6: 各編目の内容が密接に関連していることから編目毎の時間の区別は行わない。

※1: 全員が教育の対象者(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡有り)。  
※2: 免電副長の代務を行う免電管理副長を含む。  
※3: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。  
※4: 本教育は、同一編目であって対象者の属性に応じて理解の段階、深さに差がある(ある教育で、複数の編目をカバーする場合もある)。  
※5: この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一週間の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。  
※6: 各編目の内容が密接に関連していることから編目毎の時間の区別は行わない。  
※7: 本教育は、同一編目であって対象者の属性に応じて理解の段階、深さに差がある(ある教育で、複数の編目をカバーする場合もある)。  
※8: この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一週間の教育の時間であり、上表はこの教育時間の中に含まれている。  
※9: 各編目の内容が密接に関連していることから編目毎の時間の区別は行わない。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)  
記載の適正化

変更前	変更後	理由
<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p><u>第120条</u> 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が<u>表120</u>の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会い、その結果を総務課長に報告する。</p> <p>ただし、総務課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が<u>表120</u>の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会い、その結果を放射線管理課長に報告する。</p> <p>ただし、放射線管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電管理課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、<u>表119-1, 2, 3</u>の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p><u>4. 発電管理課長は、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p>ただし、<u>発電管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</u></p> <p>5. 原子燃料課長は、燃料取替に関する業務の補助を協力会社が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、<u>表119-1, 2, 3</u>の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>6. <u>原子燃料課長は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p>ただし、<u>原子燃料課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</u></p>	<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p><u>第118条</u> 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が<u>表118</u>の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会い、その結果を総務課長に報告する。</p> <p>ただし、総務課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が<u>表118</u>の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会い、その結果を放射線管理課長に報告する。</p> <p>ただし、放射線管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電管理課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、<u>表117-1, 2, 3</u>の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p><u>4. 原子燃料課長は、燃料取替に関する業務の補助を協力会社が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表117-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</u></p> <p><u>5. 各課長は、火災、重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を協力企業が行う場合、当該業務に従事する従業員に対し、安全に必要な教育が表117-1の実施方針のうち「運転員以外の技術系所員」に準じる保安教育（火災発生時の措置に関する事、緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する事（重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を含む。））の実施計画を定めていることを確認し、原子炉主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</u></p> <p>6. <u>各課長は、第3項、第4項および第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</u></p> <p>ただし、<u>所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

保安教育実施方針(協力企業)

(1)発電所入所時に安全上必要な教育

大分類	保安教育の内容				対象者※2	
	中分類 (使用手順の変更の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育※1	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	入所時	○	○
		関係法令および保安規定の遵守に関する事項	関係法令および保安規定の遵守に関する事項		○	○

(2)放射線業務従事者に対する教育

放射線業務従事者に対する教育	保安教育の内容		対象者および実施時期※2		電離線の分類
	中分類 (使用手順の変更の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	
放射線業務従事者に対する教育	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	入所時	○
		関係法令および保安規定の遵守に関する事項	関係法令および保安規定の遵守に関する事項		○

表120

変更前

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表(2022年度 東北電原連第4号)

保安教育実施方針(協力企業)

(1)発電所入所時に安全上必要な教育

大分類	保安教育の内容				対象者※2	
	中分類 (使用手順の変更の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
入所時に実施する教育※1	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	入所時	○	○
		関係法令および保安規定の遵守に関する事項	関係法令および保安規定の遵守に関する事項		○	○

(2)放射線業務従事者に対する教育

放射線業務従事者に対する教育	保安教育の内容		対象者および実施時期※2		電離線の分類
	中分類 (使用手順の変更の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	
放射線業務従事者に対する教育	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	非常時の場合に関する事項	入所時	○
		関係法令および保安規定の遵守に関する事項	関係法令および保安規定の遵守に関する事項		○

表118

変更後

東北電力株式会社

理由

記載の適正化



変更前

変更後

理由

第11章 記録および報告

第11章 記録および報告

- (記録)  
**第121条** 各課長は、[表121-1](#)に定める保安に関する記録のうち、1. の記録を保存し、2. から4.9. の記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 2. 各課長は、[表121-2](#)および[表121-3](#)に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 3. 組織は、[表121-4](#)に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

- (記録)  
**第119条** 各課長は、[表119-1](#)に定める保安に関する記録のうち、1. の記録を保存し、2. から4.9. の記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 2. 各課長は、[表119-2](#)および[表119-3](#)に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 3. 組織は、[表119-4](#)に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

記載の適正化

[表121-1](#)

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間
2. 施設管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 保全の結果（安全上重要な機器等の工事については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 保全の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 不適合管理、是正処置、未然防止処置およびその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
3. 施設管理方針、施設管理目標および施設管理実施計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 施設管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標または施設管理実施計画の改定までの期間
4. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間
5. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間
6. 炉心の温度		10年間
7. 冷却材入口温度		10年間
8. 冷却材出口温度	原子炉の状態が運転または起動において1時間ごと	10年間
9. 冷却材圧力		10年間
10. 冷却材流量		10年間
11. 制御棒位置	同上	1年間
12. 再結合装置内の温度	同上	1年間
13. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間
14. 原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	取出後10年間
15. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
16. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間

[表119-1](#)

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間
2. 施設管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 保全の結果（安全上重要な機器等の工事については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 保全の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 不適合管理、是正処置、未然防止処置およびその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
3. 施設管理方針、施設管理目標および施設管理実施計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 施設管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標または施設管理実施計画の改定までの期間
4. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間
5. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間
6. 炉心の温度		10年間
7. 冷却材入口温度		10年間
8. 冷却材出口温度	原子炉の状態が運転または起動において1時間ごと	10年間
9. 冷却材圧力		10年間
10. 冷却材流量		10年間
11. 制御棒位置	同上	1年間
12. 再結合装置内の温度	同上	1年間
13. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間
14. 原子炉内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	取出後10年間
15. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
16. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間

変更前			変更後			理由
17. 運転開始日時	その都度	1年間	17. 運転開始日時	その都度	1年間	
18. 臨界到達日時	同上	1年間	18. 臨界到達日時	同上	1年間	
19. 運転切替日時	同上	1年間	19. 運転切替日時	同上	1年間	
20. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	20. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	
21. 運転停止日時	同上	1年間	21. 運転停止日時	同上	1年間	
22. 警報装置から発せられた警報の内容※2	同上	1年間	22. 警報装置から発せられた警報の内容※2	同上	1年間	
23. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびに、これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	交代の都度	1年間	23. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびに、これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	交代の都度	1年間	
24. 運転上の制限に関する点検結果および運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置	その都度	1年間（ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合には5年間）	24. 運転上の制限に関する点検結果および運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置	その都度	1年間（ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合には5年間）	
25. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	5年間	25. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	5年間	
26. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	26. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	
27. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および取出後	取出後10年間	27. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	挿入前および取出後	取出後10年間	
28. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	28. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	
29. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間	29. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間	
30. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	30. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	
31. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※3の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることになった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※4	31. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※3の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることになった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※4	
32. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間に おいて毎年度1回	※4	32. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会 が定める5年間に おいて毎年度1回	※4	
33. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※4	33. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※4	

変更前			変更後			理由
34. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該業務に就く時	※4	34. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該業務に就く時	※4	
35. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間	35. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間	
36. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	廃棄の都度	※5	36. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	廃棄の都度	※5	
37. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化の都度	※5	37. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化の都度	※5	
38. 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がり防止および除去の都度	1年間	38. 放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がり防止および除去の都度	1年間	
39. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※5	39. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※5	
40. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※5	40. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※5	
41. 事故の原因	同上	※5	41. 事故の原因	同上	※5	
42. 事故後の処置	同上	※5	42. 事故後の処置	同上	※5	
43. 風向および風速	連続して	10年間	43. 風向および風速	連続して	10年間	
44. 降雨量	同上	10年間	44. 降雨量	同上	10年間	
45. 大気温度	同上	10年間	45. 大気温度	同上	10年間	
46. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	46. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	
47. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間	47. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間	
48. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	評価の都度	※5	48. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	評価の都度	※5	
49. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	評価の都度	※5	49. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	評価の都度	※5	
※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の交換により記録不能な期間を除く。 ※2：警報装置から発せられた警報とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。 ※3：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。 ※4：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。 ※5：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。			※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の交換により記録不能な期間を除く。 ※2：警報装置から発せられた警報とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。 ※3：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。 ※4：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。 ※5：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。			

変更前		変更後		理由								
<p><u>表121-2</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 使用前事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間	1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間	<p><u>表119-2</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 使用前事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間	1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間	記載の適正化
記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間											
1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間											
記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間											
1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間											
<p><u>表121-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第57条に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 定期事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間	1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	<p><u>表119-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第57条に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 定期事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間	1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	
記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間											
1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間											
記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間											
1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間											

変更前

変更後

理由

表121-4<sup>※6</sup>

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第3条品質マネジメントシステム計画の4.2.1(1)から(4)に定める文書（記録を除く。）	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
2. 品管規則の要求事項に基づき作成する次の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録		
(2) 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録		
(3) 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録（本項の他に定めるものを除く。）		
(4) 個別業務等要求事項の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(5) 設計開発に用いる情報に係る記録		
(6) 設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録		
(7) 設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(8) 設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(9) 設計開発の変更に係る記録		
(10) 設計開発の変更の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録		
(11) 供給者の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録	作成の都度	5年
(12) 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認の結果の記録		
(13) 機器等または個別業務に関するトレーサビリティの記録		
(14) 組織の外部の者の物品を所持している場合の記録		
(15) 当該計量の標準が存在しない場合における、校正また検証の根拠の記録		
(16) 監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合における、従前の監視測定の結果の妥当性を評価した記録		
(17) 監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録		
(18) 内部監査結果の記録		
(19) 使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録		
(20) プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録		
(21) 不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用含む。）に係る記録		
(22) 講じたすべての是正処置およびその結果の記録		
(23) 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録		

表119-4<sup>※6</sup>

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第3条品質マネジメントシステム計画の4.2.1(1)から(4)に定める文書（記録を除く。）	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
2. 品管規則の要求事項に基づき作成する次の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録		
(2) 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録		
(3) 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録（本項の他に定めるものを除く。）		
(4) 個別業務等要求事項の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(5) 設計開発に用いる情報に係る記録		
(6) 設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録		
(7) 設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(8) 設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(9) 設計開発の変更に係る記録		
(10) 設計開発の変更の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録		
(11) 供給者の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録	作成の都度	5年
(12) 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認の結果の記録		
(13) 機器等または個別業務に関するトレーサビリティの記録		
(14) 組織の外部の者の物品を所持している場合の記録		
(15) 当該計量の標準が存在しない場合における、校正また検証の根拠の記録		
(16) 監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合における、従前の監視測定の結果の妥当性を評価した記録		
(17) 監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録		
(18) 内部監査結果の記録		
(19) 使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録		
(20) プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録		
(21) 不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用含む。）に係る記録		
(22) 講じたすべての是正処置およびその結果の記録		
(23) 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録		

記載の適正化

※6：表121-1、表121-2および表121-3を適用する場合は、本表を適用しない。

※6：表119-1、表119-2および表119-3を適用する場合は、本表を適用しない。

変更前	変更後	理由
<p>(報告)</p> <p><a href="#">第122条</a> 各課長は、次に定める事項について直ちに所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第74条）。</p> <p>(2) 第77条第1項または第2項に定める異常が発生した場合（第77条）。</p> <p>(3) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第89条、第90条）。</p> <p>(4) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第102条）。</p> <p>(5) 実用炉規則第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合。</p> <p>2. 所長および原子炉主任技術者は、前項に定める事項が発生した場合、「故障・トラブル時等の対応手順書」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、原子力部長に報告する。</p> <p>3. 原子力部長は、第2項の連絡を受けた場合、「原子力発電所故障・トラブル時の情報連絡・対応の手引き」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、社長に報告する。</p> <p>4. 第1項（1）に定める事項が発生した場合、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p> <p><a href="#">第123条</a>～<a href="#">第200条</a> 欠番</p>	<p>(報告)</p> <p><a href="#">第120条</a> 各課長は、次に定める事項について直ちに所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合（第74条）。</p> <p>(2) 第77条第1項または第2項に定める異常が発生した場合（第77条）。</p> <p>(3) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第89条、第90条）。</p> <p>(4) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第102条）。</p> <p>(5) 実用炉規則第134条第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合。</p> <p>2. 所長および原子炉主任技術者は、前項に定める事項が発生した場合、「故障・トラブル時等の対応手順書」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、原子力部長に報告する。</p> <p>3. 原子力部長は、第2項の連絡を受けた場合、「原子力発電所故障・トラブル時の情報連絡・対応の手引き」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、社長に報告する。</p> <p>4. 第1項（1）に定める事項が発生した場合、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p> <p><a href="#">第121条</a>～<a href="#">第200条</a> 欠番</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第1章 総則</b></p> <p>(目的)                      第201条 この規定第2編は、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づき、原子炉等規制法第43条の3の34第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置に関する計画（以下、本編において「廃止措置計画」という。）に定める4つの廃止措置期間のうち「解体工事準備期間」にある女川原子力発電所1号炉原子炉施設（以下、本編において「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下、本編において「保安活動」という。）を定め、核燃料物質等または原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第1章 総則</b></p> <p>(目的)                      第201条 この規定第2編は、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づき、原子炉等規制法第43条の3の34第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置に関する計画（以下、本編において「廃止措置計画」という。）に定める4つの廃止措置期間のうち「解体工事準備期間」にある女川原子力発電所1号炉原子炉施設（以下、本編において「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下、本編において「保安活動」という。）を定め、核燃料物質等または原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(基本方針)                      第202条 発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p>	<p>(基本方針)                      第202条 発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線および放射性物質の放出による従業員および公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。</p>	<p>変更なし</p>



変更前	変更後	理由
<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第202条の2 社長は、第202条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするための方針を定めるとともに、必要に応じ方針を改定する。</p> <p>2. 原子力本部長は、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするため「原子力QMS 安全文化管理要項」を定める。</p> <p>3. 原子力本部長および原子力考査室長は、第2項に定める要領に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の社長の方針に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を、年度毎に策定する。</p> <p>(2) 関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を、社長に報告し、指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の評価結果および指示を、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>4. 第204条の保安に関する組織は、第3項(1)の活動計画に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識定着に係る活動を実施する。</p>	<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第202条の2 社長は、第202条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするための方針を定めるとともに、必要に応じ方針を改定する。</p> <p>2. 原子力本部長は、関係法令および保安規定の遵守が確実に行われるようにするため「原子力QMS 安全文化管理要項」を定める。</p> <p>3. 原子力本部長および原子力考査室長は、第2項に定める要領に基づき、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 第1項の社長の方針に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を、年度毎に策定する。</p> <p>(2) 関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を、社長に報告し、指示を受ける。</p> <p>(3) (2)の評価結果および指示を、関係法令および保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。</p> <p>4. 第204条の保安に関する組織は、第3項(1)の活動計画に基づき、関係法令および保安規定の遵守の意識定着に係る活動を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質マネジメントシステム</b></p> <p>（品質マネジメントシステム計画）</p> <p>第203条 第202条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>1. 目的                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、品管規則に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義                  本品質マネジメントシステム計画における用語の定義は、以下に定めるものの他品管規則に従う。                  (1) 原子炉施設                  原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。                  (2) ニューシア                  原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。                  (3) BWR事業者協議会                  国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条および第307条において同じ。）</p> <p>4. 品質マネジメントシステム                  4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項                  (1) 第204条に定める組織（以下、本編において「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する（保安活動の目的が達成される蓋然性が高い計画を立案し、計画どおりに保安活動を実施した結果、計画段階で意図した効果を維持していることをいう。）ため、その改善を継続的に行う（品質マネジメントシステムに基づき実施した一連のプロセスの運用の結果、原子力の安全の確保が維持されているとともに、不適合その他の事象について品質マネジメントシステムに起因する原因を究明し、是正処置や未然防止処置を通じて原因の除去を行うこと等により、当該システムの改善を継続的に行うことをいう。）。                  (2) 組織は、保安活動の重要度（事故が発生した場合に原子炉施設から放出される放射性物質が人と環境に及ぼす影響の度合いに応じた、a.、b.およびc.に掲げる事項を考慮した原子炉施設における保安活動の管理の重み付けをいう。）に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮し、重要度分類指針を参考に、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度について、表203-1に記載の「原子力QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定し、グレード分けを行う。                  a. 原子炉施設、組織、または個別業務の重要度およびこれらの複雑さの程度                  b. 原子炉施設もしくは機器等の品質または保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるものおよびこれらに関連する潜在的影響の大きさ（原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある自然現象や人為による事象（故意によるものを除く。）およびそれらにより生じ得る影響や結果の大きさをいう。）                  c. 機器等の故障もしくは通常想定されない事象（設計上考慮していないまたは考慮していても発生し得る事象（人的過誤による作業の失敗等）をいう。）の発生または保安活動が不適切に計画され、もしくは実行されたことにより起こり得る影響</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質マネジメントシステム</b></p> <p>（品質マネジメントシステム計画）</p> <p>第203条 第202条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>1. 目的                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、品管規則に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p>2. 適用範囲                  本品質マネジメントシステム計画は、発電所の保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義                  本品質マネジメントシステム計画における用語の定義は、以下に定めるものの他品管規則に従う。                  (1) 原子炉施設                  原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。                  (2) ニューシア                  原子力施設の事故または故障等の情報ならびに信頼性に関する情報を共有し、活用することにより、事故および故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベース（原子力施設情報公開ライブラリー）のことをいう。                  (3) BWR事業者協議会                  国内BWRプラントの安全性および信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう（以下、本条および第307条において同じ。）。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム                  4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項                  (1) 第204条に定める組織（以下、本編において「組織」という。）は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する（保安活動の目的が達成される蓋然性が高い計画を立案し、計画どおりに保安活動を実施した結果、計画段階で意図した効果を維持していることをいう。）ため、その改善を継続的に行う（品質マネジメントシステムに基づき実施した一連のプロセスの運用の結果、原子力の安全の確保が維持されているとともに、不適合その他の事象について品質マネジメントシステムに起因する原因を究明し、是正処置や未然防止処置を通じて原因の除去を行うこと等により、当該システムの改善を継続的に行うことをいう。）。                  (2) 組織は、保安活動の重要度（事故が発生した場合に原子炉施設から放出される放射性物質が人と環境に及ぼす影響の度合いに応じた、a.、b.およびc.に掲げる事項を考慮した原子炉施設における保安活動の管理の重み付けをいう。）に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮し、重要度分類指針を参考に、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度について、表203-1に記載の「原子力QMS 品質に係る重要度分類要領」に規定し、グレード分けを行う。                  a. 原子炉施設、組織、または個別業務の重要度およびこれらの複雑さの程度                  b. 原子炉施設もしくは機器等の品質または保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるものおよびこれらに関連する潜在的影響の大きさ（原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある自然現象や人為による事象（故意によるものを除く。）およびそれらにより生じ得る影響や結果の大きさをいう。）                  c. 機器等の故障もしくは通常想定されない事象（設計上考慮していないまたは考慮していても発生し得る事象（人的過誤による作業の失敗等）をいう。）の発生または保安活動が不適切に計画され、もしくは実行されたことにより起こり得る影響</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下、本編において「関係法令」という。）を明確に認識し品質マネジメント文書に明記する。</p> <p>(4) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報および当該プロセスの運用により達成される結果を表203-1に示す文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序および相互の関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図203-1に明確に示す。</p> <p>c. プロセスの運用および管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下、本編において「保安活動指標」という。）ならびに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>なお、保安活動指標には、安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。</p> <p>d. プロセスの運用ならびに監視および測定（以下、本編において「監視測定」という。）に必要な資源および情報が利用できる体制を確保する（責任および権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、および実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。</p> <p>g. プロセスおよび組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、および維持する。これは、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組みを通じて、次の状態を目指していることをいう。</p> <p>a. 原子力の安全および安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。</p> <p>b. 風通しの良い組織文化が形成されている。</p> <p>c. 要員が、自ら行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。</p> <p>d. すべての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。</p> <p>e. 要員が、常に問いかける姿勢および学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。</p> <p>f. 原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。</p> <p>g. 安全文化に関する内部監査および自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。</p> <p>h. 原子力の安全にはセキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。</p> <p>(6) 組織は、機器等または個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下、本編において「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化 4.2.1 一般 組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。品質マネジメントシステム文書体系図を図203-2に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標 (2) 品質マニュアル 本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程</p>	<p>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下、本編において「関係法令」という。）を明確に認識し品質マネジメント文書に明記する。</p> <p>(4) 組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. プロセスの運用に必要な情報および当該プロセスの運用により達成される結果を表203-1に示す文書で明確にする。</p> <p>b. プロセスの順序および相互の関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を図203-1に明確に示す。</p> <p>c. プロセスの運用および管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下、本編において「保安活動指標」という。）ならびに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</p> <p>なお、保安活動指標には、安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。</p> <p>d. プロセスの運用ならびに監視および測定（以下、本編において「監視測定」という。）に必要な資源および情報が利用できる体制を確保する（責任および権限の明確化を含む。）。</p> <p>e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</p> <p>f. プロセスについて、意図した結果を得、および実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。</p> <p>g. プロセスおよび組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</p> <p>h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>(5) 組織は、健全な安全文化を育成し、および維持する。これは、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組みを通じて、次の状態を目指していることをいう。</p> <p>a. 原子力の安全および安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。</p> <p>b. 風通しの良い組織文化が形成されている。</p> <p>c. 要員が、自ら行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。</p> <p>d. すべての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。</p> <p>e. 要員が、常に問いかける姿勢および学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。</p> <p>f. 原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。</p> <p>g. 安全文化に関する内部監査および自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。</p> <p>h. 原子力の安全にはセキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。</p> <p>(6) 組織は、機器等または個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下、本編において「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</p> <p>(7) 組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 品質マネジメントシステムの文書化 4.2.1 一般 組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。品質マネジメントシステム文書体系図を図203-2に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標 (2) 品質マニュアル 本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施および管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>a. 表203-1に示す二次文書</p> <p>b. 表203-1に示す二次文書で規定する品質マネジメント文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する表203-1に示す品質マネジメント文書および品管規則の要求事項に基づき作成する指示書、図面等（以下、本編において「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>組織は、品質マニュアルである本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程に、次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係（図203-1参照）</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、次の事項を含む、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>a. 組織として承認されていない文書の使用、または適切ではない変更の防止</p> <p>b. 文書の組織外への流出等の防止</p> <p>c. 品質マネジメント文書の発行および改訂に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置ならびに当該発行および改訂を承認した者に関する情報の維持</p> <p>(2) 組織は、要員が判断および決定をするにあたり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう（文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。）、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた表203-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するにあたり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂にあたり、その妥当性を審査し、改訂を承認する（a.と同様に改訂の妥当性を審査し、承認することをいう。）こと。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査および評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門（第204条に規定する組織の最小単位をいう。）の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容および最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版または改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索および廃棄に関し、所要の管理の方法を、表203-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に定める。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うこ</p>	<p>(3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施および管理がなされるようにするために、組織が必要と決定した文書</p> <p>a. 表203-1に示す二次文書</p> <p>b. 表203-1に示す二次文書で規定する品質マネジメント文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する表203-1に示す品質マネジメント文書および品管規則の要求事項に基づき作成する指示書、図面等（以下、本編において「手順書等」という。）</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>組織は、品質マニュアルである本品質マネジメントシステム計画および原子力品質保証規程に、次に掲げる事項を定める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</p> <p>(5) プロセスの相互の関係（図203-1参照）</p> <p>4.2.3 文書の管理</p> <p>(1) 組織は、次の事項を含む、品質マネジメント文書を管理する。</p> <p>a. 組織として承認されていない文書の使用、または適切ではない変更の防止</p> <p>b. 文書の組織外への流出等の防止</p> <p>c. 品質マネジメント文書の発行および改訂に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置ならびに当該発行および改訂を承認した者に関する情報の維持</p> <p>(2) 組織は、要員が判断および決定をするにあたり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう（文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。）、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた表203-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するにあたり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</p> <p>b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂にあたり、その妥当性を審査し、改訂を承認する（a.と同様に改訂の妥当性を審査し、承認することをいう。）こと。</p> <p>c. 品質マネジメント文書の審査および評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門（第204条に規定する組織の最小単位をいう。）の要員を参画させること。</p> <p>d. 品質マネジメント文書の改訂内容および最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版または改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索および廃棄に関し、所要の管理の方法を、表203-1に記載の「原子力QMS 文書管理・記録管理要領」に定める。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うこ</p>	

変更前	変更後	理由
<p>とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。                      (2) 品質目標が定められているようにすること。                      (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、および維持することに貢献できるようにすること（要員が健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう。）                      (4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。                      (5) 資源が利用できる体制を確保すること。                      (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。                      (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。                      (8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位および説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視                      社長は、組織の意思決定にあたり、機器等および個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針                      社長は、品質方針（健全な安全文化を育成し、および維持することに関するものを含む。この場合において、技術的、人的および組織的要因ならびにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定していること。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。                      (1) 組織の目的および状況に対して適切なものであること（組織運営に関する方針と整合的なものであることを含む。）。                      (2) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。                      (3) 品質目標を定め、評価するにあたっての枠組みとなるものであること。                      (4) 要員に周知され、理解されていること。                      (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画                      5.4.1 品質目標                      (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。これには、品質目標を達成するための計画として、次の事項を含む。                      a. 実施事項                      b. 必要な資源                      c. 責任者                      d. 実施事項の完了時期                      e. 結果の評価方法                      (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得る（品質目標の達成状況を監視測定し、その達成状況を評価できる状態にあること）のものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画                      (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施にあたっての計画が策定されているようにする。                      (2) 社長は、プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。                      a. 品質マネジメントシステムの変更の目的および当該変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価、ならびに当該分析および評価の結果</p>	<p>とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。                      (2) 品質目標が定められているようにすること。                      (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、および維持することに貢献できるようにすること（要員が健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう。）                      (4) 5.6.1に規定するマネジメントレビューを実施すること。                      (5) 資源が利用できる体制を確保すること。                      (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。                      (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。                      (8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位および説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p>5.2 原子力の安全の確保の重視                      社長は、組織の意思決定にあたり、機器等および個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>5.3 品質方針                      社長は、品質方針（健全な安全文化を育成し、および維持することに関するものを含む。この場合において、技術的、人的および組織的要因ならびにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定していること。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。                      (1) 組織の目的および状況に対して適切なものであること（組織運営に関する方針と整合的なものであることを含む。）。                      (2) 要求事項への適合および品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。                      (3) 品質目標を定め、評価するにあたっての枠組みとなるものであること。                      (4) 要員に周知され、理解されていること。                      (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。</p> <p>5.4 計画                      5.4.1 品質目標                      (1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。これには、品質目標を達成するための計画として、次の事項を含む。                      a. 実施事項                      b. 必要な資源                      c. 責任者                      d. 実施事項の完了時期                      e. 結果の評価方法                      (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得る（品質目標の達成状況を監視測定し、その達成状況を評価できる状態にあること）のものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画                      (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施にあたっての計画が策定されているようにする。                      (2) 社長は、プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。                      a. 品質マネジメントシステムの変更の目的および当該変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価、ならびに当該分析および評価の結果</p>	

変更前	変更後	理由
<p>に基づき講じた措置を含む。)</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任および権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限およびコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任および権限</p> <p>社長は、第205条、第209条に定める責任（担当業務に応じ、組織の内外に対し保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限ならびに部門相互間の業務の手順（部門間で連携が必要な業務のプロセスにおいて、業務（情報の伝達を含む。）が停滞し、断続することなく遂行できる仕組みをいう。）を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力本部長を組織（原子力考査室を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者、原子力考査室長を内部監査部門の品質マネジメントシステム管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステム管理責任者に、次に掲げる業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況およびその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、および維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下、本編において「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>なお、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置いて、その業務を行わせることができる。この場合において、当該責任者の責任および権限は、文書で明確に定める。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任および権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由およびその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢および学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係るものを含む。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p>	<p>に基づき講じた措置を含む。)</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c. 資源の利用可能性</p> <p>d. 責任および権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限およびコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任および権限</p> <p>社長は、第205条、第209条に定める責任（担当業務に応じ、組織の内外に対し保安活動の内容について説明する責任を含む。）および権限ならびに部門相互間の業務の手順（部門間で連携が必要な業務のプロセスにおいて、業務（情報の伝達を含む。）が停滞し、断続することなく遂行できる仕組みをいう。）を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力本部長を組織（原子力考査室を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者、原子力考査室長を内部監査部門の品質マネジメントシステム管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 社長は、品質マネジメントシステム管理責任者に、次に掲げる業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの運用状況およびその改善の必要性について、社長に報告すること。</p> <p>c. 健全な安全文化を育成し、および維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d. 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下、本編において「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任および権限を与える。</p> <p>なお、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置いて、その業務を行わせることができる。この場合において、当該責任者の責任および権限は、文書で明確に定める。</p> <p>a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。</p> <p>e. 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任および権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c. 原子力の安全に係る意思決定の理由およびその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p> <p>d. 常に問いかける姿勢および学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係るものを含む。）を、あらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>(2) 組織は、品質マネジメントシステムの運営に必要なコミュニケーションが必要に応じて行われる場や仕組みを決め、実行するため、表203-1に記載の「原子力QMS 内部コミュニケーション要領」を定める。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、マネジメントレビューをあらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織が外部の組織または者から監査、評価を受ける外部監査（安全文化の外部評価を含む。）の結果（外部監査を受けた場合に限る。）、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む、組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況（JIS Q9001の「プロセスのパフォーマンスならびに製品およびサービスの適合の状況」および「プロセスの監視測定で得られた結果」に相当するものをいう。）</p> <p>(4) 使用前事業者検査等および自主検査等の結果。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成および維持の状況（内部監査による安全文化の育成および維持の取組状況に係る評価の結果ならびに管理者による安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合ならびに是正処置および未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）ならびに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門または要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムおよびプロセスの実効性の維持に必要な改善（改善の機会を得て実施される組織の業務遂行能力を向上させるための活動をいう。）</p> <p>b. 個別業務に関する計画および個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成および維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。）</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p>	<p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>(1) 社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>(2) 組織は、品質マネジメントシステムの運営に必要なコミュニケーションが必要に応じて行われる場や仕組みを決め、実行するため、表203-1に記載の「原子力QMS 内部コミュニケーション要領」を定める。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、マネジメントレビューをあらかじめ定められた間隔（品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために保安活動として取り組む必要がある課題ならびに当該品質マネジメントシステムの変更を考慮に入れて設定された間隔をいう。）で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>(1) 内部監査の結果</p> <p>(2) 組織が外部の組織または者から監査、評価を受ける外部監査（安全文化の外部評価を含む。）の結果（外部監査を受けた場合に限る。）、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む、組織の外部の者の意見</p> <p>(3) プロセスの運用状況（JIS Q9001の「プロセスのパフォーマンスならびに製品およびサービスの適合の状況」および「プロセスの監視測定で得られた結果」に相当するものをいう。）</p> <p>(4) 使用前事業者検査等および自主検査等の結果。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(5) 品質目標の達成状況</p> <p>(6) 健全な安全文化の育成および維持の状況（内部監査による安全文化の育成および維持の取組状況に係る評価の結果ならびに管理者による安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>(7) 関係法令の遵守状況</p> <p>(8) 不適合ならびに是正処置および未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）ならびに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>(9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>(10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>(11) 部門または要員からの改善のための提案</p> <p>(12) 資源の妥当性</p> <p>(13) 保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムおよびプロセスの実効性の維持に必要な改善（改善の機会を得て実施される組織の業務遂行能力を向上させるための活動をいう。）</p> <p>b. 個別業務に関する計画および個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持および継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d. 健全な安全文化の育成および維持に関する改善（安全文化についての弱点のある分野および強化すべき分野が確認された場合における改善策の検討を含む。）</p> <p>e. 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>組織は、原子力の安全を確実にものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め（本品質マネジメントシステム計画の事項を実施するために必要な資源を特定した上で、組織の内部で保持すべき資源と組織の外部から調達できる資源（組織の外部から調達する者を含む。）とを明確にし、それを定めていることをいう。）、これを確保し、および管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備およびサービスの体系（JIS Q9001の「インフラストラクチャ」をいう。）</p> <p>(3) 作業環境（作業場所の放射線量、温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。）</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保および教育訓練</p> <p>(1) 組織は、力量が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、表203-1に記載の「原子力QMS 力量、教育・訓練および認識要領」または「原子力QMS 内部監査員の力量、教育・訓練および認識要領」を確立し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置（必要な力量を有する要員を新たに配属し、または雇用することを含む。）を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定および個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、表203-1に記載の「原子力QMS 業務の計画および実施要領」に基づき、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定する（4.1(2)c.を考慮して計画を策定することを含む。）とともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性（業務計画を変更する場合の整合性を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 組織は、個別業務計画の策定または変更（プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うにあたり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定または変更の目的および当該計画の策定または変更により起り得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 機器等または個別業務に係る品質目標および個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等または個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書および資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認および監視測定ならびにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下、本編において「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p>	<p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>組織は、原子力の安全を確実にものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め（本品質マネジメントシステム計画の事項を実施するために必要な資源を特定した上で、組織の内部で保持すべき資源と組織の外部から調達できる資源（組織の外部から調達する者を含む。）とを明確にし、それを定めていることをいう。）、これを確保し、および管理する。</p> <p>(1) 要員</p> <p>(2) 個別業務に必要な施設、設備およびサービスの体系（JIS Q9001の「インフラストラクチャ」をいう。）</p> <p>(3) 作業環境（作業場所の放射線量、温度、照度、狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。）</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 要員の力量の確保および教育訓練</p> <p>(1) 組織は、力量が実証された者を要員に充てる。</p> <p>(2) 組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、表203-1に記載の「原子力QMS 力量、教育・訓練および認識要領」または「原子力QMS 内部監査員の力量、教育・訓練および認識要領」を確立し、次に掲げる業務を行う。</p> <p>a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</p> <p>b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置（必要な力量を有する要員を新たに配属し、または雇用することを含む。）を講ずること。</p> <p>c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。</p> <p>d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。</p> <p>(a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献</p> <p>(b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</p> <p>(c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</p> <p>e. 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>7. 個別業務に関する計画の策定および個別業務の実施</p> <p>7.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) 組織は、表203-1に記載の「原子力QMS 業務の計画および実施要領」に基づき、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定する（4.1(2)c.を考慮して計画を策定することを含む。）とともに、そのプロセスを確立する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性（業務計画を変更する場合の整合性を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 組織は、個別業務計画の策定または変更（プロセスおよび組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセスおよび組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うにあたり、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 個別業務計画の策定または変更の目的および当該計画の策定または変更により起り得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析および評価ならびに当該分析および評価の結果に基づき講じた措置を含む。）</p> <p>b. 機器等または個別業務に係る品質目標および個別業務等要求事項</p> <p>c. 機器等または個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書および資源</p> <p>d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認および監視測定ならびにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下、本編において「合否判定基準」という。）</p> <p>e. 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</p>	



変更前	変更後	理由
<p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>(1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等または個別業務に必要な要求事項</p> <p>(2) 関係法令</p> <p>(3) (1)および(2)に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するにあたり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 組織は、組織の外部の者からの情報の収集および組織の外部の者への情報の伝達のために、次の事項を含む、実効性のある方法を表203-1に記載の「原子力QMS 外部コミュニケーション要領」で明確に定め、これを実施する。</p> <p>(1) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p> <p>(2) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>(3) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>(4) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計開発 組織は、表203-1に記載の「原子力QMS 設計・開発要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下、本編において「設計開発計画」という。）を策定する（不適合および予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c.の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）とともに、設計開発を管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェアおよび手順書等に関する設計開発を含む。この場合において、原子力の安全のために重要な手順書等の設計開発については、新規制定の場合に加え、重要な変更がある場合にも行う必要がある。</p> <p>(2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証および妥当性確認の方法ならびに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限</p> <p>d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効性のある情報の伝達ならびに責任および権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能および性能に係る要求事項</p>	<p>7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</p> <p>(1) 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等または個別業務に必要な要求事項</p> <p>(2) 関係法令</p> <p>(3) (1)および(2)に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</p> <p>(1) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するにあたり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c. 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 組織は、(1)の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 組織は、組織の外部の者からの情報の収集および組織の外部の者への情報の伝達のために、次の事項を含む、実効性のある方法を表203-1に記載の「原子力QMS 外部コミュニケーション要領」で明確に定め、これを実施する。</p> <p>(1) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p> <p>(2) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>(3) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>(4) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計開発 組織は、表203-1に記載の「原子力QMS 設計・開発要領」を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7.3.1 設計開発計画</p> <p>(1) 組織は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下、本編において「設計開発計画」という。）を策定する（不適合および予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c.の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）とともに、設計開発を管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェアおよび手順書等に関する設計開発を含む。この場合において、原子力の安全のために重要な手順書等の設計開発については、新規制定の場合に加え、重要な変更がある場合にも行う必要がある。</p> <p>(2) 組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度</p> <p>b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証および妥当性確認の方法ならびに管理体制</p> <p>c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限</p> <p>d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効性のある情報の伝達ならびに責任および権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a. 機能および性能に係る要求事項</p>	

変更前	変更後	理由
<p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用および個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下、本編において「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者および当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する（設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に移行する前に、当該設計開発に係る個別業務等要求事項への適合性の確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下、本編において「設計開発妥当性確認」という。）を実施する（機器等の設置後でなければ妥当性確認を行うことができない場合において、当該機器等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うにあたり、あらかじめ、審査、検証および妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価</p>	<p>b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</p> <p>c. 関係法令</p> <p>d. その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b. 調達、機器等の使用および個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c. 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p>7.3.4 設計開発レビュー</p> <p>(1) 組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下、本編において「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <p>a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者および当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 組織は、設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.5 設計開発の検証</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する（設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に移行する前に、当該設計開発に係る個別業務等要求事項への適合性の確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。</p> <p>7.3.6 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下、本編において「設計開発妥当性確認」という。）を実施する（機器等の設置後でなければ妥当性確認を行うことができない場合において、当該機器等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行うことを含む。）。</p> <p>(2) 組織は、機器等の使用または個別業務の実施にあたり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.3.7 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、設計開発の変更を行うにあたり、あらかじめ、審査、検証および妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価</p>	

変更前	変更後	理由
<p>（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は、(2)の審査，検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し，これを管理する。</p> <p>7.4 調達 組織は，表203-1に記載の「原子力QMS 調達管理要領」を確立し，次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は，調達物品等が，自ら規定する調達物品等要求事項に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は，保安活動の重要度に応じて，調達物品等の供給者および調達物品等に適用される管理の方法（調達物品等が調達物品等要求事項に適合していることを確認する適切な方法（機器単位の検証，調達物品等の妥当性確認等の方法）をいう。）および程度を定める。ここで，管理の方法および程度には，力量を有する者を組織の外部から確保する際に，外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。なお，この場合において，一般産業用工業品については，調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように，管理の方法および程度を定める。</p> <p>(3) 組織は，調達物品等要求事項に従い，調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し，選定する。</p> <p>(4) 組織は，調達物品等の供給者の評価および選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 組織は，(3)の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し，これを管理する。</p> <p>(6) 組織は，調達物品等を調達する場合には，個別業務計画において，適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持または運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得および当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は，調達物品等に関する情報に，次に掲げる調達物品等要求事項のうち，該当するものを含める。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセスおよび設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告（偽造品または模造品等の報告を含む。）および処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し，および維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するにあたっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は，調達物品等要求事項として，組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 組織は，調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するにあたり，あらかじめ，当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 組織は，調達物品等を受領する場合には，調達物品等の供給者に対し，調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は，調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め，実施する。</p> <p>(2) 組織は，調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは，当該検証の実施要領および調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p>	<p>（当該原子炉施設を構成する材料または部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</p> <p>(4) 組織は，(2)の審査，検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し，これを管理する。</p> <p>7.4 調達 組織は，表203-1に記載の「原子力QMS 調達管理要領」を確立し，次の事項を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は，調達物品等が，自ら規定する調達物品等要求事項に適合するようにする。</p> <p>(2) 組織は，保安活動の重要度に応じて，調達物品等の供給者および調達物品等に適用される管理の方法（調達物品等が調達物品等要求事項に適合していることを確認する適切な方法（機器単位の検証，調達物品等の妥当性確認等の方法）をいう。）および程度を定める。ここで，管理の方法および程度には，力量を有する者を組織の外部から確保する際に，外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。なお，この場合において，一般産業用工業品については，調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように，管理の方法および程度を定める。</p> <p>(3) 組織は，調達物品等要求事項に従い，調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し，選定する。</p> <p>(4) 組織は，調達物品等の供給者の評価および選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 組織は，(3)の評価の結果の記録および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し，これを管理する。</p> <p>(6) 組織は，調達物品等を調達する場合には，個別業務計画において，適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持または運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得および当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 組織は，調達物品等に関する情報に，次に掲げる調達物品等要求事項のうち，該当するものを含める。</p> <p>a. 調達物品等の供給者の業務のプロセスおよび設備に係る要求事項</p> <p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d. 調達物品等の不適合の報告（偽造品または模造品等の報告を含む。）および処理に係る要求事項</p> <p>e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し，および維持するために必要な要求事項</p> <p>f. 一般産業用工業品を機器等に使用するにあたっての評価に必要な要求事項</p> <p>g. その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 組織は，調達物品等要求事項として，組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 組織は，調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するにあたり，あらかじめ，当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 組織は，調達物品等を受領する場合には，調達物品等の供給者に対し，調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達物品等の検証</p> <p>(1) 組織は，調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め，実施する。</p> <p>(2) 組織は，調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは，当該検証の実施要領および調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>7.5 個別業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報（保安のために使用する機器等または実施する個別業務の特性および当該機器等の使用または個別業務の実施により達成すべき結果を含む。）が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 本品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p> <p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査および承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認および要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認（対象となる個別業務計画の変更時の再確認および一定期間が経過した後に行う定期的な再確認を含む。）の方法</p> <p>7.5.3 識別管理およびトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、個別業務計画および個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等および個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 組織は、トレーサビリティ（機器等の使用または個別業務の実施に係る履歴、適用または所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等または個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品（JIS Q9001の「顧客または外部提供者の所有物」をいう。）を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管および保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、機器等または個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定および当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、または使用前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正または検証の根拠について記録す</p>	<p>7.5 個別業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</p> <p>(1) 原子炉施設の保安のために必要な情報（保安のために使用する機器等または実施する個別業務の特性および当該機器等の使用または個別業務の実施により達成すべき結果を含む。）が利用できる体制にあること。</p> <p>(2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>(3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。</p> <p>(4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</p> <p>(5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。</p> <p>(6) 本品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</p> <p>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</p> <p>(3) 組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</p> <p>a. 当該プロセスの審査および承認のための判定基準</p> <p>b. 妥当性確認に用いる設備の承認および要員の力量を確認する方法</p> <p>c. 妥当性確認（対象となる個別業務計画の変更時の再確認および一定期間が経過した後に行う定期的な再確認を含む。）の方法</p> <p>7.5.3 識別管理およびトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 組織は、個別業務計画および個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等および個別業務の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 組織は、トレーサビリティ（機器等の使用または個別業務の実施に係る履歴、適用または所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等または個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の物品</p> <p>組織は、組織の外部の者の物品（JIS Q9001の「顧客または外部提供者の所有物」をいう。）を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</p> <p>7.5.5 調達物品の管理</p> <p>組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管および保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視測定のための設備の管理</p> <p>(1) 組織は、機器等または個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定および当該監視測定のための設備を明確に定める。</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</p> <p>(3) 組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a. あらかじめ定められた間隔で、または使用前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正または検証の根拠について記録す</p>	

変更前	変更後	理由
<p>る方法)により校正または検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持および保管の間、損傷および劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備および(4)の不適合により影響を受けた機器等または個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用にあたり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価および改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価および改善</p> <p>(1) 組織は、監視測定、分析、評価および改善に係るプロセス（取り進むべき改善に係る部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し、実施する。</p> <p>(2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする（要員が情報を容易に取得し、改善活動に用いることができる体制があることをいう。）。</p> <p>8.2 監視および測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の意見の把握および当該意見の反映に係る方法を表203-1に記載の「原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 本品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施および実効性の維持</p> <p>(2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法および責任を定める。</p> <p>(3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下、本編において「領域」という。）の状態および重要性ならびに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査実施計画を策定し、および実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 組織は、内部監査員の選定および内部監査の実施においては、客観性および公平性を確保する。</p> <p>(5) 組織は、内部監査員または管理者に自らの個別業務または管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 組織は、内部監査実施計画の策定および実施ならびに内部監査結果の報告ならびに記録の作成および管理について、その責任および権限（必要に応じ、内部監査員または内部監査を実施した部門が内部監査結果を社長に直接報告する権限を含む。）ならびに内部監査に係る要求事項を表203-1に記載の「原子力QMS 内部監査要領」に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置および是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を</p>	<p>る方法)により校正または検証がなされていること。</p> <p>b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</p> <p>c. 所要の調整がなされていること。</p> <p>d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</p> <p>e. 取扱い、維持および保管の間、損傷および劣化から保護されていること。</p> <p>(4) 組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</p> <p>(5) 組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備および(4)の不適合により影響を受けた機器等または個別業務について、適切な措置を講じる。</p> <p>(6) 組織は、監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(7) 組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用にあたり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>8. 評価および改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価および改善</p> <p>(1) 組織は、監視測定、分析、評価および改善に係るプロセス（取り進むべき改善に係る部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し、実施する。</p> <p>(2) 組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする（要員が情報を容易に取得し、改善活動に用いることができる体制があることをいう。）。</p> <p>8.2 監視および測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</p> <p>(2) 組織は、(1)の意見の把握および当該意見の反映に係る方法を表203-1に記載の「原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</p> <p>a. 本品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>b. 実効性のある実施および実効性の維持</p> <p>(2) 組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法および責任を定める。</p> <p>(3) 組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域（以下、本編において「領域」という。）の状態および重要性ならびに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査実施計画を策定し、および実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</p> <p>(4) 組織は、内部監査員の選定および内部監査の実施においては、客観性および公平性を確保する。</p> <p>(5) 組織は、内部監査員または管理者に自らの個別業務または管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 組織は、内部監査実施計画の策定および実施ならびに内部監査結果の報告ならびに記録の作成および管理について、その責任および権限（必要に応じ、内部監査員または内部監査を実施した部門が内部監査結果を社長に直接報告する権限を含む。）ならびに内部監査に係る要求事項を表203-1に記載の「原子力QMS 内部監査要領」に定める。</p> <p>(7) 組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置および是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を</p>	

変更前	変更後	理由
<p>報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定（対象には、機器等および保安活動に係る不適合についての弱点のある分野および強化すべき分野等に関する情報を含む。）を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。 監視測定の方法には次の事項を含む。</p> <p>a. 監視測定の実施時期</p> <p>b. 監視測定の結果の分析および評価の方法ならびに時期</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施にあたり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合または当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等または自主検査等を実施する。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(2) 組織は、使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録（必要に応じ、検査において使用した試験体や計測機器等に関する記録を含む。）を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等または自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすること（使用前事業者検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第205条に規定する職務の内容に照らして、別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、使用前事業者検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（使用前事業者検査等を実施する要員が、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすること（自主検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第205条に規定する職務の内容に照らして、必要に応じて別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、自主検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（自主検査等を実施する要員が、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、または個別業務が実施されることがないよう、当該機器等または個別業務を特定し、これを管理する（不適合が確認された機器等または個別業務が識別され、不適合がすべて管理されていることをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、不適合の処理に係る管理（不適合を関連する管理者に報告することを含む。）なら</p>	<p>報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 組織は、プロセスの監視測定（対象には、機器等および保安活動に係る不適合についての弱点のある分野および強化すべき分野等に関する情報を含む。）を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。 監視測定の方法には次の事項を含む。</p> <p>a. 監視測定の実施時期</p> <p>b. 監視測定の結果の分析および評価の方法ならびに時期</p> <p>(2) 組織は、(1)の監視測定の実施にあたり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 組織は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 組織は、5.4.2(1)および7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合または当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等または自主検査等を実施する。ここで「自主検査等」とは、要求事項への適合性を判定するため、組織が使用前事業者検査等のほかに自主的に行う、合否判定基準のある検証、妥当性確認、監視測定、試験およびこれらに付随するものをいう。</p> <p>(2) 組織は、使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録（必要に応じ、検査において使用した試験体や計測機器等に関する記録を含む。）を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等または自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすること（使用前事業者検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第205条に規定する職務の内容に照らして、別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、使用前事業者検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（使用前事業者検査等を実施する要員が、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>(6) 組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と必要に応じて部門を異にする要員とすること（自主検査等を実施する要員と当該検査対象となる機器等を所管する部門に属する要員が、第205条に規定する職務の内容に照らして、必要に応じて別の部門に所属していることをいう。）その他の方法により、自主検査等の中立性および信頼性が損なわれないこと（自主検査等を実施する要員が、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うにあたり、何人からも不当な影響を受けることなく、当該検査等を実施できる状況にあることをいう。）をいう。）を確保する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、または個別業務が実施されることがないよう、当該機器等または個別業務を特定し、これを管理する（不適合が確認された機器等または個別業務が識別され、不適合がすべて管理されていることをいう。）。</p> <p>(2) 組織は、不適合の処理に係る管理（不適合を関連する管理者に報告することを含む。）なら</p>	

変更前	変更後	理由
<p>びにそれに関連する責任および権限を表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用または個別業務の実施についての承認を行うこと（以下、本編において「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用または個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用または個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響または起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析および評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、および当該品質マネジメントシステムの実効性の改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、品質マネジメントシステムの実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、表203-1に記載の「原子力QMS データの分析要領」において、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータおよびそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、および分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析およびこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向および特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等およびプロセスの特性および傾向（是正処置を行う端緒（不適合には至らない機器等およびプロセスの特性および傾向から得られた情報に基づき、是正処置の必要性について検討する機会を得ることをいう。）となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）を行うために、品質方針および品質目標の設定、マネジメントレビューおよび内部監査の結果の活用、データの分析ならびに是正処置および未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析（情報の収集および整理ならびに技術的、人的および組織的側面等の考慮を含む。）および当該不適合の原因の明確化（必要に応じて、日常業務のマネジメントや安全文化の弱点のある分野および強化すべき分野との関係を整理することを含む。）</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無または当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p>	<p>びにそれに関連する責任および権限を表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用または個別業務の実施についての承認を行うこと（以下、本編において「特別採用」という。）。</p> <p>c. 機器等の使用または個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d. 機器等の使用または個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響または起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 組織は、不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 組織は、(3)a.の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p> <p>8.4 データの分析および評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、および当該品質マネジメントシステムの実効性の改善（品質マネジメントシステムの実効性に関するデータ分析の結果、課題や問題が確認されたプロセスを抽出し、当該プロセスの改良、変更等を行い、品質マネジメントシステムの実効性を改善することを含む。）の必要性を評価するために、表203-1に記載の「原子力QMS データの分析要領」において、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータおよびそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、および分析する。</p> <p>(2) 組織は、(1)のデータの分析およびこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a. 組織の外部の者からの意見の傾向および特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b. 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c. 機器等およびプロセスの特性および傾向（是正処置を行う端緒（不適合には至らない機器等およびプロセスの特性および傾向から得られた情報に基づき、是正処置の必要性について検討する機会を得ることをいう。）となるものを含む。）</p> <p>d. 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）を行うために、品質方針および品質目標の設定、マネジメントレビューおよび内部監査の結果の活用、データの分析ならびに是正処置および未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析（情報の収集および整理ならびに技術的、人的および組織的側面等の考慮を含む。）および当該不適合の原因の明確化（必要に応じて、日常業務のマネジメントや安全文化の弱点のある分野および強化すべき分野との関係を整理することを含む。）</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無または当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる（(1)のうち、必要なものについて実施することをいう。）。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る不適合（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象が自らの施設で起こる可能性について分析を行った結果、特定した問題を含む。）の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p>	<p>c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）を変更する。</p> <p>e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>g. 講じたすべての是正処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p> <p>(3) 組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる（(1)のうち、必要なものについて実施することをいう。）。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見（BWR事業者協議会で取り扱う技術情報およびニューシア登録情報を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る不適合（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象が自らの施設で起こる可能性について分析を行った結果、特定した問題を含む。）の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。</p> <p>b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</p> <p>c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</p> <p>d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。</p> <p>e. 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、表203-1に記載の「原子力QMS 改善措置活動要領」に定める。</p>	



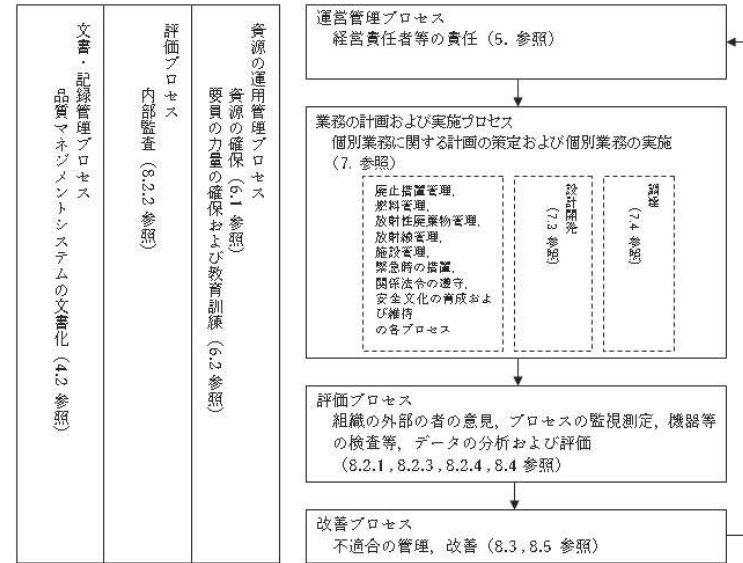
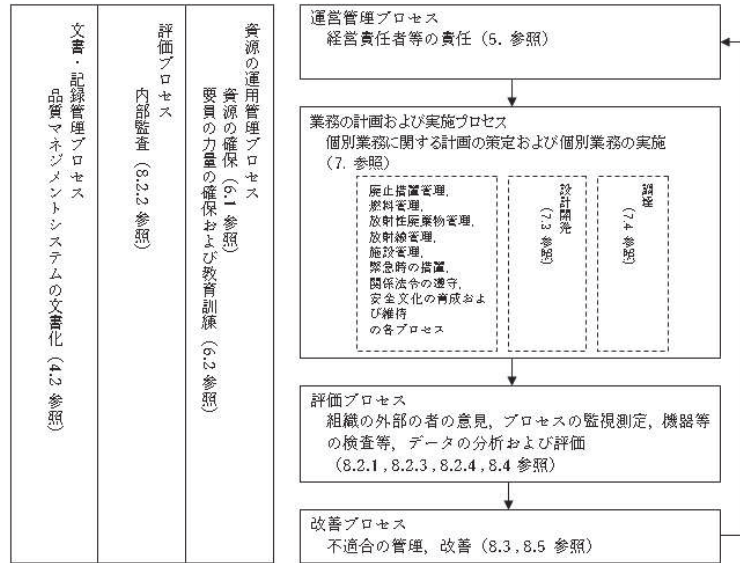
変更前

変更後

理由

図203-1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

図203-1 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係



変更前

変更後

理由

図203-2 品質マネジメントシステム文書体系図

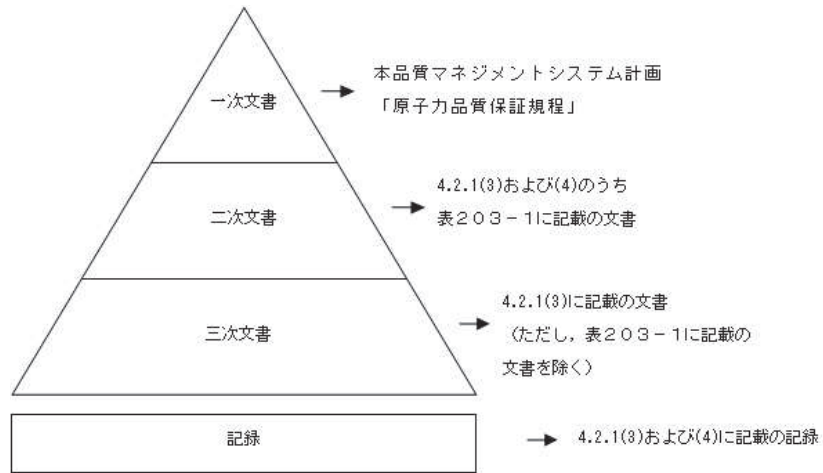
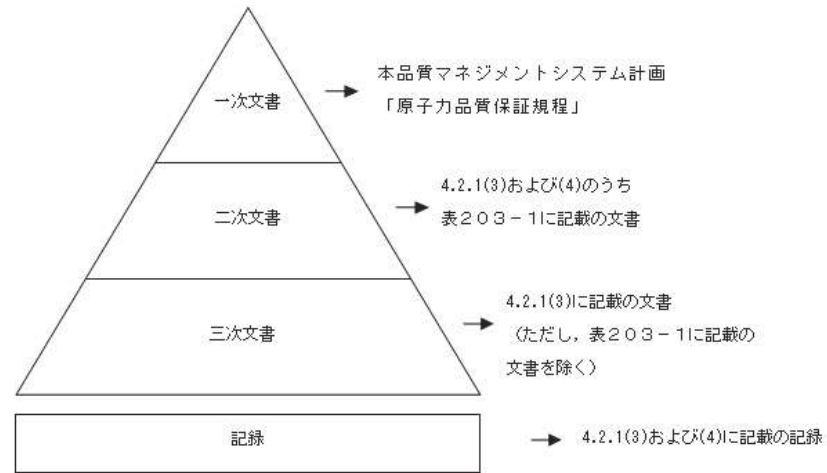


図203-2 品質マネジメントシステム文書体系図



変更前

変更後

理由

表203-1 一次・二次文書一覧表

保安規定第203条の記載項目	一次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
全項目	原子力品質保証規程	社長 (原子力品質保証室)	原品-1	—
保安規定第203条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
4.1	原子力QMS 品質に係る重要度分類要領	原子力部長 (原子力部)	原4-1	—
4.1	原子力QMS プロセス適用要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-1	—
4.2.3 4.2.4	原子力QMS 文書管理・記録管理要領*1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-2	第321条
5.3	原子力QMS 品質方針管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-1	—
5.4.1	原子力QMS 品質目標管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-2	—
5.5.1	原子力QMS 責任および権限要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-3	第205条, 第208条, 第209条
5.5.2	原子力QMS 情報取扱要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-4	—
5.5.4	原子力QMS 内部コミュニケーション要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-5	第206条, 第207条
5.6	原子力QMS マネジメントレビュー要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-6	—
6.2	原子力QMS 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力部長 (原子力部)	原6-1	第319条, 第320条
	原子力QMS 内部監査員の力量, 教育・訓練および認識要領	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考6-1	—
7.1 7.2.1 7.2.2 7.5 8.2.3	原子力QMS 業務の計画および実施要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品7-1	—
7.1 7.5	原子力QMS 運転業務要領	原子力部長 (原子力部)	原7-1	第212条 ~第217条の2, 第256条, 第273条~第274条, 第276条,第288条, 第289条~第290条
	原子力QMS 燃料管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-2	第216条, 第280条,第281条, 第286条, 第286条の2
	原子力QMS 放射性廃棄物管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-3	第287条~第291条
	原子力QMS 放射線管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-4	第292条~第306条

表203-1 一次・二次文書一覧表

保安規定第203条の記載項目	一次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
全項目	原子力品質保証規程	社長 (原子力品質保証室)	原品-1	—
保安規定第203条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
4.1	原子力QMS 品質に係る重要度分類要領	原子力部長 (原子力部)	原4-1	—
4.1	原子力QMS プロセス適用要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-1	—
4.2.3 4.2.4	原子力QMS 文書管理・記録管理要領*1	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品4-2	第319条
5.3	原子力QMS 品質方針管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-1	—
5.4.1	原子力QMS 品質目標管理要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-2	—
5.5.1	原子力QMS 責任および権限要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-3	第205条, 第208条, 第209条
5.5.2	原子力QMS 情報取扱要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-4	—
5.5.4	原子力QMS 内部コミュニケーション要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-5	第206条, 第207条
5.6	原子力QMS マネジメントレビュー要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品5-6	—
6.2	原子力QMS 力量, 教育・訓練および認識要領	原子力部長 (原子力部)	原6-1	第317条, 第318条
	原子力QMS 内部監査員の力量, 教育・訓練および認識要領	原子力考査室長 (原子力考査室)	原考6-1	—
7.1 7.2.1 7.2.2 7.5 8.2.3	原子力QMS 業務の計画および実施要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品7-1	—
7.1 7.5	原子力QMS 運転業務要領	原子力部長 (原子力部)	原7-1	第212条 ~第217条の9, 第254条, 第273条~第274条, 第276条,第288条, 第289条~第290条
	原子力QMS 燃料管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-2	第216条, 第280条,第281条, 第286条, 第286条の2
	原子力QMS 放射性廃棄物管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-3	第287条~第291条
	原子力QMS 放射線管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-4	第292条~第306条

記載の適正化

変更前

変更後

理由

保安規定第203条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
7.1 7.5	原子力QMS 保修業務運用要領	原子力部長 (原子力部)	原7-5	第273条,第274条, 第291条,第303条, 第307条~ 第307条の5
	原子力QMS 原子力災害対策実施要領	原子力部長 (原子力部)	原7-6	第309条~第318条, 第322条
	原子力QMS 廃止措置管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-12	第218条~第220条
	原子力QMS 安全文化管理要領	実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者	原品7-2	第202条の2
7.2.3	原子力QMS 外部コミュニケーション要領	原子力部長 (原子力部)	原7-8	—
7.3	原子力QMS 設計・開発要領	原子力部長 (原子力部)	原7-9	—
7.4	原子力QMS 調達管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-10	—
7.6	原子力QMS 監視機器および測定機器の管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-11	—
8.2.1	原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-1	—
8.2.2	原子力QMS 内部監査要領 <sup>※1</sup>	原子力審査室長 (原子力審査室)	原考8-1	—
8.2.3	原子力QMS プロセスの監視および測定要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-2	—
8.2.3 8.3 8.5.2 8.5.3	原子力QMS 改善措置活動要領 <sup>※1</sup>	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-3	—
8.2.4	原子力QMS 検査および試験要領	原子力部長 (原子力部)	原8-1	—
8.4	原子力QMS データの分析要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-4	—

※1：品管規則の要求事項に基づき作成する文書を表す。

保安規定第203条の記載項目	二次文書名	承認者(管理箇所)	文書番号	第203条以外の関連条文
7.1 7.5	原子力QMS 保修業務運用要領	原子力部長 (原子力部)	原7-5	第273条,第274条, 第291条,第303条, 第307条~ 第307条の5
	原子力QMS 原子力災害対策実施要領	原子力部長 (原子力部)	原7-6	第308条~第316条, 第320条
	原子力QMS 廃止措置管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-12	第218条~第220条
	原子力QMS 安全文化管理要領	実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者	原品7-2	第202条の2
7.2.3	原子力QMS 外部コミュニケーション要領	原子力部長 (原子力部)	原7-8	—
7.3	原子力QMS 設計・開発要領	原子力部長 (原子力部)	原7-9	—
7.4	原子力QMS 調達管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-10	—
7.6	原子力QMS 監視機器および測定機器の管理要領	原子力部長 (原子力部)	原7-11	—
8.2.1	原子力QMS 原子力安全達成状況に係る外部の評価情報監視要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-1	—
8.2.2	原子力QMS 内部監査要領 <sup>※1</sup>	原子力審査室長 (原子力審査室)	原考8-1	—
8.2.3	原子力QMS プロセスの監視および測定要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-2	—
8.2.3 8.3 8.5.2 8.5.3	原子力QMS 改善措置活動要領 <sup>※1</sup>	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-3	—
8.2.4	原子力QMS 検査および試験要領	原子力部長 (原子力部)	原8-1	—
8.4	原子力QMS データの分析要領	原子力品質保証室長 (原子力品質保証室)	原品8-4	—

※1：品管規則の要求事項に基づき作成する文書を表す。

記載の適正化

変更前

変更後

理由

第3章 保安管理体制

第3章 保安管理体制

（保安に関する組織）

第204条 発電所の保安に関する組織は、図204のとおりとする。

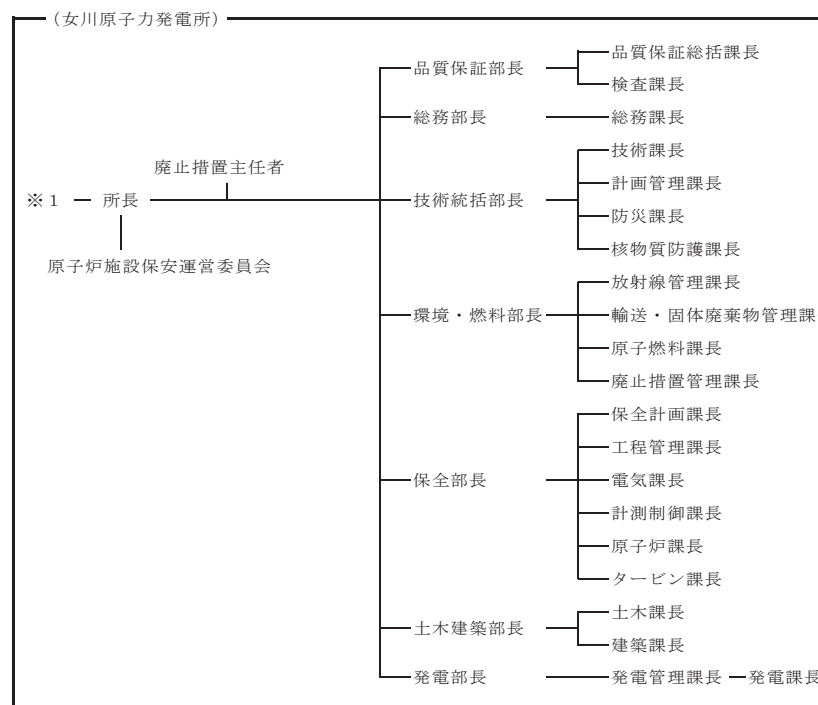
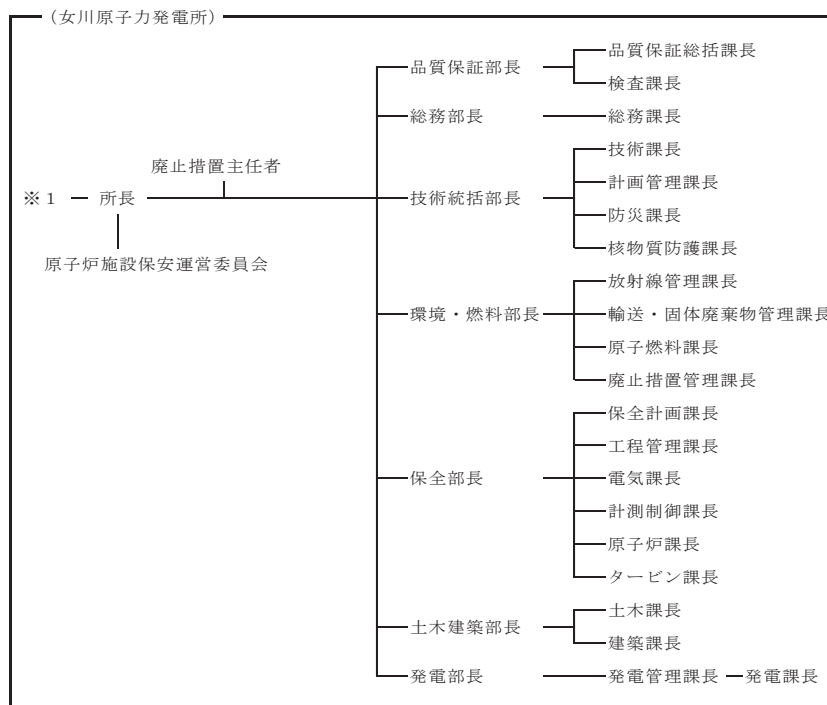
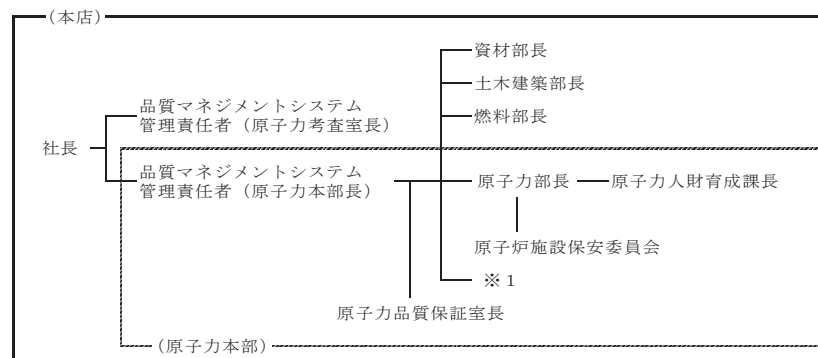
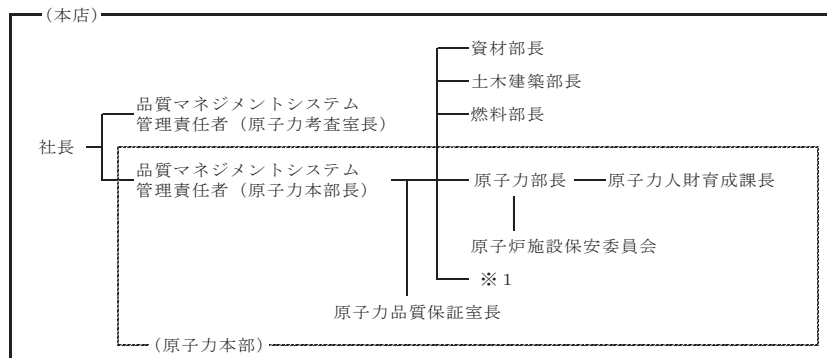
（保安に関する組織）

第204条 発電所の保安に関する組織は、図204のとおりとする。

変更なし

図204 発電所の保安に関する組織図

図204 発電所の保安に関する組織図



女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第205条 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築および実施を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 原子力考査室長は、内部監査に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査業務を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門に限る。）を統括する。</p> <p>(3) 原子力本部長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）の実施に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門を除く。）を統括する。</p> <p>(4) 原子力品質保証室長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）について指導・助言および総括に関する業務を行う。</p> <p>(5) 資材部長は、供給者の選定に関する業務（燃料部長所管業務を除く。）を統括する。</p> <p>(6) 土木建築部長は、土木建築部が実施する発電所の施設管理に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 燃料部長は、燃料体等の供給者の選定に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力部長は、原子力部が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。</p> <p>(9) 原子力人財育成課長は、教育・訓練（保安教育を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。</p> <p>(2) 品質保証部長は、品質保証総括課長および検査課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(3) 総務部長は、総務課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(4) 技術統括部長は、技術課長、計画管理課長、防災課長および核物質防護課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(5) 環境・燃料部長は、放射線管理課長、輸送・固体廃棄物管理課長、原子燃料課長および廃止措置管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(6) 保全部長は、保全計画課長、工程管理課長、電気課長、計測制御課長、原子炉課長およびタービン課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(7) 土木建築部長は、土木課長および建築課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(8) 発電部長は、発電管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(9) 品質保証総括課長は、品質保証活動の指導・助言および品質保証の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 検査課長は、原子炉施設に関する検査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(11) 総務課長は、供給者の選定に関する業務を行う。</p> <p>(12) 核物質防護課長は、保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 技術課長は、原子炉施設の保安管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(14) 計画管理課長は、原子炉施設の運営計画の総括に関する業務を行う。</p> <p>(15) 防災課長は、初期消火活動のための体制の整備および緊急時の措置の総括に関する業務を行う。</p> <p>(16) 放射線管理課長は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物（液体・気体）の管理および環境放射線モニタリングに関する業務を行う。</p> <p>(17) 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性廃棄物（固体）の管理に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子燃料課長は、燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 廃止措置管理課長は、廃止措置管理の総括および廃止措置工事*1に関する業務を行う。</p> <p>(20) 保全計画課長は、原子炉施設の施設管理の総括に関する業務を行う。</p>	<p>(保安に関する職務)</p> <p>第205条 保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築および実施を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 原子力考査室長は、内部監査に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査業務を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門に限る。）を統括する。</p> <p>(3) 原子力本部長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）の実施に係る品質マネジメントシステム管理責任者として、品質マネジメントシステムの具体的活動を統括する。また、関係法令および保安規定の遵守ならびに健全な安全文化の育成および維持に係る活動（内部監査部門を除く。）を統括する。</p> <p>(4) 原子力品質保証室長は、発電所の保安に関する組織が実施する品質保証活動（内部監査業務を除く。）について指導・助言および総括に関する業務を行う。</p> <p>(5) 資材部長は、供給者の選定に関する業務（燃料部長所管業務を除く。）を統括する。</p> <p>(6) 土木建築部長は、土木建築部が実施する発電所の施設管理に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 燃料部長は、燃料体等の供給者の選定に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力部長は、原子力部が実施する発電所の保安に関する業務を統括する。</p> <p>(9) 原子力人財育成課長は、教育・訓練（保安教育を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>2. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務は次のとおり。</p> <p>(1) 所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。</p> <p>(2) 品質保証部長は、品質保証総括課長および検査課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(3) 総務部長は、総務課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(4) 技術統括部長は、技術課長、計画管理課長、防災課長および核物質防護課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(5) 環境・燃料部長は、放射線管理課長、輸送・固体廃棄物管理課長、原子燃料課長および廃止措置管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(6) 保全部長は、保全計画課長、工程管理課長、電気課長、計測制御課長、原子炉課長およびタービン課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(7) 土木建築部長は、土木課長および建築課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(8) 発電部長は、発電管理課長の所管する業務を統括する。</p> <p>(9) 品質保証総括課長は、品質保証活動の指導・助言および品質保証の総括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 検査課長は、原子炉施設に関する検査の総括に関する業務を行う。</p> <p>(11) 総務課長は、供給者の選定に関する業務を行う。</p> <p>(12) 核物質防護課長は、保全区域および周辺監視区域の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 技術課長は、原子炉施設の保安管理の総括に関する業務を行う。</p> <p>(14) 計画管理課長は、原子炉施設の運営計画の総括に関する業務を行う。</p> <p>(15) 防災課長は、初期消火活動のための体制の整備および緊急時の措置の総括に関する業務を行う。</p> <p>(16) 放射線管理課長は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物（液体・気体）の管理および環境放射線モニタリングに関する業務を行う。</p> <p>(17) 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性廃棄物（固体）の管理に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子燃料課長は、燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 廃止措置管理課長は、廃止措置管理の総括および廃止措置工事*1に関する業務を行う。</p> <p>(20) 保全計画課長は、原子炉施設の施設管理の総括に関する業務を行う。</p>	<p>変更なし</p>

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（2022年度 東北電原運第4号）

東北電力株式会社

変更前	変更後	理由
<p>(21) 工程管理課長は、原子炉施設の施設管理に関する業務のうち工程管理に関する業務を行う。</p> <p>(22) 電気課長は、原子炉施設のうち電気設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(23) 計測制御課長は、原子炉施設のうち計測制御設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(24) 原子炉課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備）の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(25) タービン課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備を除く）の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(26) 土木課長は、原子炉施設のうち土木設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(27) 建築課長は、原子炉施設のうち建築設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(28) 発電管理課長は、原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。</p> <p>(29) 発電課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。</p> <p>(30) 第1項(9)および第2項(9)から(29)に定める職位は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。</p> <p>(31) 第1項(9)および第2項(9)から(29)に定める職位は、第1項(9)および第2項(9)から(30)に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、遂行に係る品質保証活動を行う。また、所属員は課長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>3. 各職位は、第203条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するために必要な場合は、本条の職務の内容によらず、検査に関する業務を実施することができる。</p> <p>4. その他発電所の保安に間接的に関係する組織の長は、別途定められた「組織規程」に基づき所管業務を遂行する。</p> <p>※1：廃止措置計画に基づく核燃料物質による汚染の除去・汚染状況の調査およびその他第307条に定める保全対象範囲以外の設備の解体撤去工事（以下、本編において「廃止措置工事」という。）をいう。</p> <p>（原子炉施設保安委員会）</p> <p>第206条 本店に原子炉施設保安委員会（以下、本編においては「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。</p> <p>(1) 原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更</p> <p>(2) 保安規定の変更</p> <p>(3) 廃止措置計画の変更</p> <p>(4) その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は、委員長、廃止措置主任者に加え、課長以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p>（原子炉施設保安運営委員会）</p> <p>第207条 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下、本編においては「運営委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p>	<p>(21) 工程管理課長は、原子炉施設の施設管理に関する業務のうち工程管理に関する業務を行う。</p> <p>(22) 電気課長は、原子炉施設のうち電気設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(23) 計測制御課長は、原子炉施設のうち計測制御設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(24) 原子炉課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備）の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(25) タービン課長は、原子炉施設のうち機械設備（原子炉設備を除く）の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(26) 土木課長は、原子炉施設のうち土木設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(27) 建築課長は、原子炉施設のうち建築設備の施設管理および廃止措置工事<sup>※1</sup>に関する業務を行う。</p> <p>(28) 発電管理課長は、原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。</p> <p>(29) 発電課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。</p> <p>(30) 第1項(9)および第2項(9)から(29)に定める職位は、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。</p> <p>(31) 第1項(9)および第2項(9)から(29)に定める職位は、第1項(9)および第2項(9)から(30)に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、遂行に係る品質保証活動を行う。また、所属員は課長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>3. 各職位は、第203条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するために必要な場合は、本条の職務の内容によらず、検査に関する業務を実施することができる。</p> <p>4. その他発電所の保安に間接的に関係する組織の長は、別途定められた「組織規程」に基づき所管業務を遂行する。</p> <p>※1：廃止措置計画に基づく核燃料物質による汚染の除去・汚染状況の調査およびその他第307条に定める保全対象範囲以外の設備の解体撤去工事（以下、本編において「廃止措置工事」という。）をいう。</p> <p>（原子炉施設保安委員会）</p> <p>第206条 本店に原子炉施設保安委員会（以下、本編においては「保安委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。</p> <p>(1) 原子炉設置許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更</p> <p>(2) 保安規定の変更</p> <p>(3) 廃止措置計画の変更</p> <p>(4) その他保安委員会で定めた審議事項</p> <p>3. 原子力部長を委員長とする。</p> <p>4. 保安委員会は、委員長、廃止措置主任者に加え、課長以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p>（原子炉施設保安運営委員会）</p> <p>第207条 発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下、本編においては「運営委員会」という。）を設置する。</p> <p>2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(1) 廃止措置管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員の構成人員に関する事項</li> <li>・当直の引継方法に関する事項</li> <li>・巡視に関する事項</li> <li>・警報発生時の措置に関する事項</li> <li>・原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</li> <li>・定期的に実施するサーベイランスに関する事項</li> <li>・廃止措置工事に係る工事計画（以下、本編において「廃止措置工事計画」という。）に関する事項</li> <li>・安全貯蔵に関する事項</li> </ul> <p>(2) 燃料管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項</li> <li>・新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項</li> </ul> <p>(3) 放射性廃棄物管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項</li> <li>・放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放出管理用計測器の点検・校正に関する事項</li> </ul> <p>(4) 放射線管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管理区域の設定、区域区分、特別措置を要する区域に関する事項</li> <li>・管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項</li> <li>・保全区域に関する事項</li> <li>・周辺監視区域に関する事項</li> <li>・線量の評価に関する事項</li> <li>・除染に関する事項</li> <li>・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項</li> <li>・放射線計測器類の点検・校正に関する事項</li> <li>・管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項</li> </ul> <p>(5) 施設管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <p>(6) 改造の実施に関する事項</p> <p>(7) 緊急時における運転操作に関するマニュアルの制定および改定（<a href="#">第311条</a>）</p> <p>(8) 保安教育実施計画の策定（<a href="#">第319条</a>）に関する事項</p> <p>(9) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</p> <p>3. 所長を委員長とする。</p> <p>4. 運営委員会は、委員長、廃止措置主任者、第205条第2項（2）から（8）の各部長の職位にある者に加え委員長が指名した者で構成する。</p> <p>（廃止措置主任者の選任）</p> <p>第208条 廃止措置主任者を、保安活動を監督するにあたり必要な知識を有する者であって、以下の（1）から（5）のいずれかの業務に従事した期間が通算して3年以上の者の中から選任する。なお、廃止措置主任者は原子力部長が選任する。</p> <p>(1) 原子炉施設の施設管理に関する業務</p> <p>(2) 原子炉施設の運転に関する業務</p>	<p>(1) 廃止措置管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員の構成人員に関する事項</li> <li>・当直の引継方法に関する事項</li> <li>・巡視に関する事項</li> <li>・警報発生時の措置に関する事項</li> <li>・原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</li> <li>・定期的に実施するサーベイランスに関する事項</li> <li>・廃止措置工事に係る工事計画（以下、本編において「廃止措置工事計画」という。）に関する事項</li> <li>・安全貯蔵に関する事項</li> </ul> <p>(2) 燃料管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項</li> <li>・新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項</li> </ul> <p>(3) 放射性廃棄物管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項</li> <li>・放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項</li> <li>・放出管理用計測器の点検・校正に関する事項</li> </ul> <p>(4) 放射線管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管理区域の設定、区域区分、特別措置を要する区域に関する事項</li> <li>・管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項</li> <li>・保全区域に関する事項</li> <li>・周辺監視区域に関する事項</li> <li>・線量の評価に関する事項</li> <li>・除染に関する事項</li> <li>・外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項</li> <li>・放射線計測器類の点検・校正に関する事項</li> <li>・管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項</li> </ul> <p>(5) 施設管理に関するマニュアルの制定および改定</p> <p>(6) 改造の実施に関する事項</p> <p>(7) 緊急時における運転操作に関するマニュアルの制定および改定（<a href="#">第309条</a>）</p> <p>(8) 保安教育実施計画の策定（<a href="#">第317条</a>）に関する事項</p> <p>(9) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</p> <p>3. 所長を委員長とする。</p> <p>4. 運営委員会は、委員長、廃止措置主任者、第205条第2項（2）から（8）の各部長の職位にある者に加え委員長が指名した者で構成する。</p> <p>（廃止措置主任者の選任）</p> <p>第208条 廃止措置主任者を、保安活動を監督するにあたり必要な知識を有する者であって、以下の（1）から（5）のいずれかの業務に従事した期間が通算して3年以上の者の中から選任する。なお、廃止措置主任者は原子力部長が選任する。</p> <p>(1) 原子炉施設の施設管理に関する業務</p> <p>(2) 原子炉施設の運転に関する業務</p>	<p>記載の適正化</p> <p>変更なし</p>



変更前	変更後	理由																																
<p>(3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務                      (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務                      (5) 原子炉施設の放射性廃棄物管理に関する業務</p> <p>2. 廃止措置主任者は、課長以上の者から選任する。                      3. 廃止措置主任者には代行者を置くことができる。なお、廃止措置主任者の代行者を置く場合は、第1項および第2項に基づき選任する。                      4. 廃止措置主任者が職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらためて廃止措置主任者を選任する。</p> <p>(廃止措置主任者の職務等)</p> <p>第209条 廃止措置主任者は、原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を誠実に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の廃止措置に関し、保安上必要な場合は、所長へ意見を具申する。                      (2) 原子炉施設の廃止措置に関し、保安上必要な場合は、廃止措置に従事する者へ指導・助言を行う。                      (3) 表209-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。                      (4) 表209-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。                      (5) 表209-3に示す記録の内容を確認する。                      (6) <a href="#">第322条第1項</a>の報告について、精査し、必要な指導・助言を行う。                      (7) その他、原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p>2. 所長は、廃止措置主任者が原子炉施設の廃止措置に関する保安のためにする意見を尊重する。                      3. 原子炉施設の廃止措置に従事する者は、廃止措置主任者が原子炉施設の廃止措置に関する保安のためにする指導・助言を尊重する。</p> <p>表209-1</p> <table border="1" data-bbox="129 954 981 1145"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第293条（管理区域の設定および解除）</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除</td> </tr> <tr> <td><a href="#">第319条</a>（所員への保安教育）</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td><a href="#">第320条</a>（協力企業従業員への保安教育）</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table> <p>表209-2</p> <table border="1" data-bbox="129 1209 981 1453"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第217条（地震・火災等発生時の対応）</td> <td>地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果</td> </tr> <tr> <td>第220条（工事完了の報告）</td> <td>廃止措置工事計画に基づく工事の結果</td> </tr> <tr> <td>第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）</td> <td>施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合</td> </tr> </tbody> </table>	条文	内容	第293条（管理区域の設定および解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除	<a href="#">第319条</a> （所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画	<a href="#">第320条</a> （協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画	条文	内容	第217条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果	第220条（工事完了の報告）	廃止措置工事計画に基づく工事の結果	第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合	<p>(3) 原子炉施設の設計に係る安全性の解析および評価に関する業務                      (4) 原子炉に使用する燃料体の設計または管理に関する業務                      (5) 原子炉施設の放射性廃棄物管理に関する業務</p> <p>2. 廃止措置主任者は、課長以上の者から選任する。                      3. 廃止措置主任者には代行者を置くことができる。なお、廃止措置主任者の代行者を置く場合は、第1項および第2項に基づき選任する。                      4. 廃止措置主任者が職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項および第2項に基づき、あらためて廃止措置主任者を選任する。</p> <p>(廃止措置主任者の職務等)</p> <p>第209条 廃止措置主任者は、原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を誠実に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <p>(1) 原子炉施設の廃止措置に関し、保安上必要な場合は、所長へ意見を具申する。                      (2) 原子炉施設の廃止措置に関し、保安上必要な場合は、廃止措置に従事する者へ指導・助言を行う。                      (3) 表209-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。                      (4) 表209-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。                      (5) 表209-3に示す記録の内容を確認する。                      (6) <a href="#">第320条第1項</a>の報告について、精査し、必要な指導・助言を行う。                      (7) その他、原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督に必要な職務を行う。</p> <p>2. 所長は、廃止措置主任者が原子炉施設の廃止措置に関する保安のためにする意見を尊重する。                      3. 原子炉施設の廃止措置に従事する者は、廃止措置主任者が原子炉施設の廃止措置に関する保安のためにする指導・助言を尊重する。</p> <p>表209-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 954 1877 1145"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第293条（管理区域の設定および解除）</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除</td> </tr> <tr> <td><a href="#">第317条</a>（所員への保安教育）</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td><a href="#">第318条</a>（協力企業従業員への保安教育）</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table> <p>表209-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 1209 1877 1453"> <thead> <tr> <th>条文</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第217条（地震・火災等発生時の対応）</td> <td>地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果</td> </tr> <tr> <td>第220条（工事完了の報告）</td> <td>廃止措置工事計画に基づく工事の結果</td> </tr> <tr> <td>第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）</td> <td>施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合</td> </tr> </tbody> </table>	条文	内容	第293条（管理区域の設定および解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除	<a href="#">第317条</a> （所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画	<a href="#">第318条</a> （協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画	条文	内容	第217条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果	第220条（工事完了の報告）	廃止措置工事計画に基づく工事の結果	第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合	<p>記載の適正化</p>
条文	内容																																	
第293条（管理区域の設定および解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除																																	
<a href="#">第319条</a> （所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画																																	
<a href="#">第320条</a> （協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画																																	
条文	内容																																	
第217条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果																																	
第220条（工事完了の報告）	廃止措置工事計画に基づく工事の結果																																	
第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合																																	
条文	内容																																	
第293条（管理区域の設定および解除）	第5項に定める一時的な管理区域の設定および解除 第7項に定める管理区域の設定および解除																																	
<a href="#">第317条</a> （所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画																																	
<a href="#">第318条</a> （協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画																																	
条文	内容																																	
第217条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果																																	
第220条（工事完了の報告）	廃止措置工事計画に基づく工事の結果																																	
第274条（施設運用上の基準を満足しない場合）	施設運用上の基準を満足していないと判断した場合 施設運用上の基準を満足していると判断した場合																																	

変更前		変更後		理由														
<p><a href="#">第322条</a>（報告）</p>	<p>施設運用上の基準を満足していないと判断した場合</p> <p>放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合</p> <p>外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合</p> <p>実用炉規則第134条第3号<sup>*1</sup>、第4号<sup>*1</sup>、第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合</p>	<p><a href="#">第320条</a>（報告）</p>	<p>施設運用上の基準を満足していないと判断した場合</p> <p>放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合</p> <p>外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合</p> <p>実用炉規則第134条第3号<sup>*1</sup>、第4号<sup>*1</sup>、第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合</p>	<p>記載の適正化</p>														
<p>※1：新燃料貯蔵設備，使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。</p>		<p>※1：新燃料貯蔵設備，使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。</p>																
<p>表209-3</p>		<p>表209-3</p>																
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="114 502 1003 571">記 録 項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="114 571 1003 667"> <p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 667 1003 877"> <p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 877 1003 1152"> <p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 1152 1003 1209"> <p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 1209 1003 1273"> <p>5. 保安教育の実施報告書</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="114 1273 1003 1337"> <p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p> </td> </tr> </tbody> </table>		記 録 項 目	<p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul>	<p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul>	<p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul>	<p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p>	<p>5. 保安教育の実施報告書</p>	<p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1025 502 1899 571">記 録 項 目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1025 571 1899 667"> <p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 667 1899 877"> <p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 877 1899 1152"> <p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 1152 1899 1209"> <p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 1209 1899 1273"> <p>5. 保安教育の実施報告書</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 1273 1899 1337"> <p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p> </td> </tr> </tbody> </table>		記 録 項 目	<p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul>	<p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul>	<p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul>	<p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p>	<p>5. 保安教育の実施報告書</p>	<p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p>	
記 録 項 目																		
<p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul>																		
<p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul>																		
<p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul>																		
<p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p>																		
<p>5. 保安教育の実施報告書</p>																		
<p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p>																		
記 録 項 目																		
<p>1. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> </ul>																		
<p>2. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>放射性物質による汚染の広がり防止および除去を行った場合には，その状況および担当者の氏名</li> </ul>																		
<p>3. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度</li> <li>廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の場所および方法</li> <li>放射性廃棄物を容器に封入し，または容器に固型化した場合には，その方法</li> <li>発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路</li> </ul>																		
<p>4. 原子炉施設の巡視の結果</p>																		
<p>5. 保安教育の実施報告書</p>																		
<p>6. 廃止措置に係る工事の方法，時期および対象となる原子炉施設の設備の名称</p>																		
<p>第210条 欠番</p>		<p>第210条 欠番</p>																

変更前	変更後	理由								
<p style="text-align: center;"><b>第4章 廃止措置管理</b> <b>第1節 通則</b></p> <p>（構成および定義）</p> <p>第211条 本章第3節（第273条～第274条、第276条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。</p> <p>（1）第1項：施設運用上の基準</p> <p>（2）第2項：施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う事項</p> <p>（3）第3項：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合*1に要求される措置</p> <p>※1：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、次のいずれかをいう。</p> <p>（1）第2項の確認を行ったところ、施設運用上の基準を満足していないと発電課長が判断した場合</p> <p>（2）第2項の確認を行うことが出来なかった場合</p> <p>（3）第2項にかかわらず施設運用上の基準を満足していないと発電課長が判断した場合</p> <p>2. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="159 639 969 975"> <tr> <td data-bbox="159 639 342 762">原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業</td> <td data-bbox="347 639 969 762">原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="159 764 342 975">速やかに</td> <td data-bbox="347 764 969 975">可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。</td> </tr> </table> <p>※2：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。</p>	原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	<p style="text-align: center;"><b>第4章 廃止措置管理</b> <b>第1節 通則</b></p> <p>（構成および定義）</p> <p>第211条 本章第3節（第273条～第274条、第276条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。</p> <p>（1）第1項：施設運用上の基準</p> <p>（2）第2項：施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う事項</p> <p>（3）第3項：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合*1に要求される措置</p> <p>※1：施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、次のいずれかをいう。</p> <p>（1）第2項の確認を行ったところ、施設運用上の基準を満足していないと発電課長が判断した場合</p> <p>（2）第2項の確認を行うことが出来なかった場合</p> <p>（3）第2項にかかわらず施設運用上の基準を満足していないと発電課長が判断した場合</p> <p>2. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1055 639 1865 975"> <tr> <td data-bbox="1055 639 1238 762">原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業</td> <td data-bbox="1243 639 1865 762">原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1055 764 1238 975">速やかに</td> <td data-bbox="1243 764 1865 975">可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。</td> </tr> </table> <p>※2：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。</p>	原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。	速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	<p>変更なし</p>
原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。									
速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。									
原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業および新燃料または制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。									
速やかに	可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記趣旨を踏まえた上で、組織的に実施する*2準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。									

変更前	変更後	理由
<p>(原子炉施設の運転員の確保)</p> <p>第212条 発電管理課長は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2. 発電管理課長は、原子炉施設の運転にあたって第1項で定める者の中から、<u>2</u>名以上をそろえ、5班以上編成した上で交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、<u>2</u>名以上のうち、1名は発電課長とする。</p> <p>3. 発電管理課長は、2項に定める人数のうち、主機運転員以上の職位にある運転員の中から1名以上を常時中央制御室に確保する。</p>	<p>(原子炉施設の運転員の確保)</p> <p>第212条 発電管理課長は、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2. 発電管理課長は、原子炉施設の運転にあたって第1項で定める者の中から、<u>4</u>名以上をそろえ、5班以上編成した上で交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、<u>4</u>名以上のうち、1名は発電課長とする。</p> <p>3. 発電管理課長は、2項に定める人数のうち、主機運転員以上の職位にある運転員の中から1名以上を常時中央制御室に確保する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
<p>(運転管理業務)</p> <p>第212条の2 各課長は、廃止措置の段階に応じた必要な原子炉施設の機能を維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉施設の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>a. 中央制御室における監視、第213条第1項および第2項の巡視によって、施設の状態管理を実施し、その結果、機器に異状があれば関係課長に通知する。</p> <p>b. 運転操作（状態管理を含む。）を実施する。</p> <p>c. 原子炉施設に係る警報発生時の対応操作を実施する。</p> <p>d. 原子炉施設の設備故障および事故発生時の対応操作を実施する。</p> <p>(2) 発電課長は、各課長の依頼に基づく運転操作（状態管理を含む。）が必要な場合は、第1号b.による運転操作（状態管理を含む。）を実施する。また、各課長は、発電課長から引き渡された系統に対して必要な作業を行い、作業完了後に発電課長へ系統を引き渡す。</p> <p>(3) 各課長は、<a href="#">第256条</a>第2項の施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う原子炉施設の確認の計画を定め、実施する。</p>	<p>(運転管理業務)</p> <p>第212条の2 各課長は、廃止措置の段階に応じた必要な原子炉施設の機能を維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 発電課長は、原子炉施設の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>a. 中央制御室における監視、第213条第1項および第2項の巡視によって、施設の状態管理を実施し、その結果、機器に異状があれば関係課長に通知する。</p> <p>b. 運転操作（状態管理を含む。）を実施する。</p> <p>c. 原子炉施設に係る警報発生時の対応操作を実施する。</p> <p>d. 原子炉施設の設備故障および事故発生時の対応操作を実施する。</p> <p>(2) 発電課長は、各課長の依頼に基づく運転操作（状態管理を含む。）が必要な場合は、第1号b.による運転操作（状態管理を含む。）を実施する。また、各課長は、発電課長から引き渡された系統に対して必要な作業を行い、作業完了後に発電課長へ系統を引き渡す。</p> <p>(3) 各課長は、<a href="#">第254条</a>第2項の施設運用上の基準を満足していることを確認するために行う原子炉施設の確認の計画を定め、実施する。</p>	<p>記載の適正化</p>
<p>(巡視)</p> <p>第213条 発電課長は、毎日1回以上、原子炉施設（第295条第1項で定める区域を除く）を巡視する。なお、実施においては、第307条の3第3項に定める観点を含めて行う（以下、本条において同じ。）。</p> <p>2. 発電課長は、「パトロール要領書」に基づき、第295条第1項で定める区域の計器等による監視または巡視をする。</p>	<p>(巡視)</p> <p>第213条 発電課長は、毎日1回以上、原子炉施設（第295条第1項で定める区域を除く）を巡視する。なお、実施においては、第307条の3第3項に定める観点を含めて行う（以下、本条において同じ。）。</p> <p>2. 発電課長は、「パトロール要領書」に基づき、第295条第1項で定める区域の計器等による監視または巡視をする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由												
<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第214条 発電管理課長は、次の各号に掲げる原子炉施設の廃止措置管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 巡視に関する事項                      (2) 警報発生時の措置に関する事項                      (3) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項                      (4) 定期的を実施するサーベイランスに関する事項</p> <p>2. 廃止措置管理課長は、次の各号に掲げる原子炉施設の廃止措置管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 廃止措置工事計画に関する事項                      (2) 安全貯蔵に関する事項</p> <p>(引継)</p> <p>第215条 発電課長は、その業務を次の発電課長に引き継ぐにあたり、運転日誌および引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p>	<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第214条 発電管理課長は、次の各号に掲げる原子炉施設の廃止措置管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 巡視に関する事項                      (2) 警報発生時の措置に関する事項                      (3) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項                      (4) 定期的を実施するサーベイランスに関する事項</p> <p>2. 廃止措置管理課長は、次の各号に掲げる原子炉施設の廃止措置管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 廃止措置工事計画に関する事項                      (2) 安全貯蔵に関する事項</p> <p>(引継)</p> <p>第215条 発電課長は、その業務を次の発電課長に引き継ぐにあたり、運転日誌および引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p>	<p>変更なし</p>												
<p>(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)</p> <p>第216条 発電課長は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 原子炉内に燃料を装荷しないこと                      (2) 原子炉モードスイッチを「停止」位置から他の位置に切り替えないこと</p> <p>2. 原子燃料課長は、燃料を譲り渡す場合は、表216に定める譲渡し先に譲り渡す。</p> <p>表216</p> <table border="1" data-bbox="295 930 831 1024"> <thead> <tr> <th>種別</th> <th>譲渡し先</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料</td> <td>再処理事業者</td> </tr> <tr> <td>新燃料</td> <td>加工事業者</td> </tr> </tbody> </table>	種別	譲渡し先	使用済燃料	再処理事業者	新燃料	加工事業者	<p>(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)</p> <p>第216条 発電課長は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 原子炉内に燃料を装荷しないこと                      (2) 原子炉モードスイッチを「停止」位置から他の位置に切り替えないこと</p> <p>2. 原子燃料課長は、燃料を譲り渡す場合は、表216に定める譲渡し先に譲り渡す。</p> <p>表216</p> <table border="1" data-bbox="1189 930 1724 1024"> <thead> <tr> <th>種別</th> <th>譲渡し先</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料</td> <td>再処理事業者</td> </tr> <tr> <td>新燃料</td> <td>加工事業者</td> </tr> </tbody> </table>	種別	譲渡し先	使用済燃料	再処理事業者	新燃料	加工事業者	<p>変更なし</p>
種別	譲渡し先													
使用済燃料	再処理事業者													
新燃料	加工事業者													
種別	譲渡し先													
使用済燃料	再処理事業者													
新燃料	加工事業者													

変更前	変更後	理由												
<p>(地震・火災等発生時の対応)</p> <p>第217条 各課長は、地震・火災発生時は次の措置を講じるとともに、その結果を所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(1) 震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>(2) 原子炉施設の火災発生時は、早期消火および延焼の防止に努め、鎮火後、維持すべき原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>2. 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>。</p> <p>(2) 防災課長は、初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表217に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 防災課長は、発電所における可燃性の持込物の管理方法を定める。</p> <p>(5) 発電課長は、第213条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(6) 各課長は、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(7) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</p> <p>表217</p> <table border="1" data-bbox="275 869 848 995"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車<sup>※3</sup></td> <td>1台<sup>※4※5</sup></td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)</td> <td>1500リットル以上<sup>※5</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 発電課長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、廃止措置主任者および各課長に連絡するとともに、必要な措置について協議する。</p> <p>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>※2：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※3：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p> <p>※4：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p>	設備	数量	化学消防自動車 <sup>※3</sup>	1台 <sup>※4※5</sup>	泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※5</sup>	<p>(地震・火災等発生時の対応)</p> <p>第217条 各課長は、地震・火災発生時は次の措置を講じるとともに、その結果を所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(1) 震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>(2) 原子炉施設の火災発生時は、早期消火および延焼の防止に努め、鎮火後、維持すべき原子炉施設の損傷の有無を確認する。</p> <p>2. 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>。</p> <p>(2) 防災課長は、初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表217に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 防災課長は、発電所における可燃性の持込物の管理方法を定める。</p> <p>(5) 発電課長は、第213条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(6) 各課長は、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後、維持すべき原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(7) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</p> <p>表217</p> <table border="1" data-bbox="1167 869 1740 995"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車<sup>※3</sup></td> <td>1台<sup>※4※5</sup></td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)</td> <td>1500リットル以上<sup>※5</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 発電課長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、廃止措置主任者および各課長に連絡するとともに、必要な措置について協議する。</p> <p>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>※2：<u>一般回線の代替設備である</u>専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※3：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p> <p>※4：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p> <p><a href="#">第217条の2～第217条の8 欠番</a></p>	設備	数量	化学消防自動車 <sup>※3</sup>	1台 <sup>※4※5</sup>	泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※5</sup>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
設備	数量													
化学消防自動車 <sup>※3</sup>	1台 <sup>※4※5</sup>													
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※5</sup>													
設備	数量													
化学消防自動車 <sup>※3</sup>	1台 <sup>※4※5</sup>													
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上 <sup>※5</sup>													

変更前	変更後	理由
<p>(電源機能喪失時等の体制の整備)</p> <p><u>第217条の2</u> 防災課長は、交流電源を供給する全ての設備の機能が喪失した場合、原子炉施設内において溢水が発生した場合、重大事故<sup>※1</sup>に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合（以下、本編において「重大事故等発生時」という。）または大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、本編において「大規模損壊発生時」という。）で、使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合等（以下、これらの事象を本編において「電源機能喪失時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する1年に1回以上の教育訓練</p> <p>(3) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として必要な手順を定める。</p> <p>3. 各課長は、第1項の計画に基づき、電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4. 各課長は、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>※1：本条における重大事故とは、実用炉規則第4条に掲げる「核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体または使用済燃料の著しい損傷」をいう。</p>	<p>(電源機能喪失時等の体制の整備)</p> <p><u>第217条の9</u> 防災課長は、交流電源を供給する全ての設備の機能が喪失した場合、原子炉施設内において溢水が発生した場合、重大事故<sup>※1</sup>に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合（以下、本編において「重大事故等発生時」という。）または大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合（以下、本編において「大規模損壊発生時」という。）で、使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合等（以下、これらの事象を本編において「電源機能喪失時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、以下の各号に掲げる事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する1年に1回以上の教育訓練</p> <p>(3) 電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として必要な手順を定める。</p> <p>3. 各課長は、第1項の計画に基づき、電源機能喪失時等における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4. 各課長は、第3項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>※1：本条における重大事故とは、実用炉規則第4条に掲げる「核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体または使用済燃料の著しい損傷」をいう。</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第2節 廃止措置管理</b></p> <p>（安全貯蔵）                      第218条 廃止措置管理課長は、安全貯蔵<sup>※1</sup>の対象範囲および期間を定める。                      ※1：安全貯蔵とは、放射能レベルが比較的高い原子炉容器および原子炉容器の外側のしゃへい壁を含む領域（以下「原子炉領域」という。）の解体撤去工事を実施する前に、放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するため、残存放射能の時間的減衰を図ることをいう。</p> <p>（工事の計画および実施）                      第219条 各課長は、廃止措置工事を行う場合、以下の必要なプロセスを実施する。                      （1）廃止措置工事計画                      （2）設計管理                      （3）調達管理                      （4）工事管理                      2. 各課長は、廃止措置工事計画を策定するに当たり、廃止措置工事の内容が、2号炉および3号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認する。                      3. 各課長は、廃止措置工事を実施するに当たり、廃止措置計画を踏まえ、次の各号に掲げる安全確保対策のために必要な措置を講じる。                      （1）放射性物質の拡散および漏えい防止対策                      （2）被ばく低減対策                      （3）事故防止対策                      4. 各課長は、廃止措置工事の結果について記録する。</p> <p>（工事完了の報告）                      第220条 各課長は、第219条に基づく廃止措置工事が完了した場合には、廃止措置管理課長に報告する。                      2. 廃止措置管理課長は第219条第4項で記録した廃止措置工事の結果を、環境・燃料部長、廃止措置主任者および所長に報告するとともに、関係する各課長に通知する。</p> <p>第221条～<a href="#">第255条</a> 欠番</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2節 廃止措置管理</b></p> <p>（安全貯蔵）                      第218条 廃止措置管理課長は、安全貯蔵<sup>※1</sup>の対象範囲および期間を定める。                      ※1：安全貯蔵とは、放射能レベルが比較的高い原子炉容器および原子炉容器の外側のしゃへい壁を含む領域（以下「原子炉領域」という。）の解体撤去工事を実施する前に、放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するため、残存放射能の時間的減衰を図ることをいう。</p> <p>（工事の計画および実施）                      第219条 各課長は、廃止措置工事を行う場合、以下の必要なプロセスを実施する。                      （1）廃止措置工事計画                      （2）設計管理                      （3）調達管理                      （4）工事管理                      2. 各課長は、廃止措置工事計画を策定するに当たり、廃止措置工事の内容が、2号炉および3号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認する。                      3. 各課長は、廃止措置工事を実施するに当たり、廃止措置計画を踏まえ、次の各号に掲げる安全確保対策のために必要な措置を講じる。                      （1）放射性物質の拡散および漏えい防止対策                      （2）被ばく低減対策                      （3）事故防止対策                      4. 各課長は、廃止措置工事の結果について記録する。</p> <p>（工事完了の報告）                      第220条 各課長は、第219条に基づく廃止措置工事が完了した場合には、廃止措置管理課長に報告する。                      2. 廃止措置管理課長は第219条第4項で記録した廃止措置工事の結果を、環境・燃料部長、廃止措置主任者および所長に報告するとともに、関係する各課長に通知する。</p> <p>第221条～<a href="#">第253条</a> 欠番</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>記載の適正化</p>

変更前

第3節 施設運用上の基準

（使用済燃料プールの水位・水温）

[第256条](#) 使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている期間において、使用済燃料プールの水位および水温は、[表256-1](#)で定める事項を施設運用上の基準とする。

2. 使用済燃料プールの水位および水温が前項で定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。

（1）発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。

3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位または水温が第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、[表256-2](#)の措置を講じる。

[表256-1](#)

項目	施設運用上の基準
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること※1
使用済燃料プールの水温	65℃以下

[表256-2](#)

条件	要求される措置	完了時間
A. 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。および	速やかに その後毎日1回
	A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに

※1：照射された燃料に係る作業を行っていない場合は、施設運用上の基準を適用しない。

[第257条](#)～[第272条](#) 欠番

変更後

第3節 施設運用上の基準

（使用済燃料プールの水位・水温）

[第254条](#) 使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている期間において、使用済燃料プールの水位および水温は、[表254-1](#)で定める事項を施設運用上の基準とする。

2. 使用済燃料プールの水位および水温が前項で定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。

（1）発電課長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることおよび使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。

3. 発電課長は、使用済燃料プールの水位または水温が第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、[表254-2](#)の措置を講じる。

[表254-1](#)

項目	施設運用上の基準
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること※1
使用済燃料プールの水温	65℃以下

[表254-2](#)

条件	要求される措置	完了時間
A. 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。および	速やかに その後毎日1回
	A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに

※1：照射された燃料に係る作業を行っていない場合は、施設運用上の基準を適用しない。

[第255条](#)～[第272条](#) 欠番

理由

記載の適正化

記載の適正化

変更前	変更後	理由
<p>(施設運用上の基準の確認)</p> <p>第273条 発電課長は、施設運用上の基準を第256条第2項で定める事項で確認する。</p> <p>2. 発電課長は、第256条第2項で定める事項を行うことができなかつた場合、施設運用上の基準を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第256条第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、施設運用上の基準を満足していることを確認することができる。この結果、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、この時点から第256条第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>3. 第256条第2項で定める事項が実施され、かつその結果が施設運用上の基準を満足していれば、第256条第2項で定める事項が実施されていない期間は、施設運用上の基準が満足していないと判断しない。ただし、第274条第2項で施設運用上の基準を満足していないと判断した場合を除く。</p>	<p>(施設運用上の基準の確認)</p> <p>第273条 発電課長は、施設運用上の基準を第254条第2項で定める事項で確認する。</p> <p>2. 発電課長は、第254条第2項で定める事項を行うことができなかつた場合、施設運用上の基準を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第254条第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、施設運用上の基準を満足していることを確認することができる。この結果、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、この時点から第254条第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>3. 第254条第2項で定める事項が実施され、かつその結果が施設運用上の基準を満足していれば、第254条第2項で定める事項が実施されていない期間は、施設運用上の基準が満足していないと判断しない。ただし、第274条第2項で施設運用上の基準を満足していないと判断した場合を除く。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(施設運用上の基準を満足しない場合)</p> <p>第274条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、発電課長が第256条第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合をいう。なお、発電課長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 発電課長は、第256条第2項で定める事項が実施されていない期間においても、施設運用上の基準に係る事象が発見された場合は、施設運用上の基準を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、発電管理課長に報告し、発電管理課長は所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>4. 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点から要求される措置を開始する。</p> <p>5. 発電課長は、当該施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、発電管理課長に報告し、発電管理課長は廃止措置主任者に報告する。</p> <p>6. 発電課長は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、第256条第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、第256条第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、施設運用上の基準を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第256条第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該施設運用上の基準を満足していると判断するにあたり、その内容が第256条第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>第275条 欠番</p>	<p>(施設運用上の基準を満足しない場合)</p> <p>第274条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、発電課長が第254条第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合をいう。なお、発電課長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 発電課長は、第254条第2項で定める事項が実施されていない期間においても、施設運用上の基準に係る事象が発見された場合は、施設運用上の基準を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、発電管理課長に報告し、発電管理課長は所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>4. 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点から要求される措置を開始する。</p> <p>5. 発電課長は、当該施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、発電管理課長に報告し、発電管理課長は廃止措置主任者に報告する。</p> <p>6. 発電課長は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、第254条第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、第254条第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、施設運用上の基準を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第254条第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該施設運用上の基準を満足していると判断するにあたり、その内容が第254条第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>第275条 欠番</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(施設運用上の基準に関する記録)</p> <p>第276条 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、施設運用上の基準および満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保守作業を含む）</p> <p>(3) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>第277条～第279条 欠番</p>	<p>(施設運用上の基準に関する記録)</p> <p>第276条 発電課長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、施設運用上の基準および満足していないと判断した時刻</p> <p>(2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保守作業を含む）</p> <p>(3) 施設運用上の基準を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻</p> <p>第277条～第279条 欠番</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第5章 燃料管理</b></p> <p>（新燃料の運搬）</p> <p>第280条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>（2）法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>（3）新燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>3. 原子燃料課長は、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に第2項（1）から（3）に加え、次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入すること。</p> <p>（2）容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>（3）運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>（4）車両を徐行させること。</p> <p>（5）核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第294条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>（1）外観検査</p> <p>（2）線量当量率検査</p> <p>（3）未臨界検査</p> <p>（4）吊上検査</p> <p>（5）重量検査</p> <p>（6）収納物検査</p> <p>（7）表面密度検査</p> <p>7. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>8. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第5章 燃料管理</b></p> <p>（新燃料の運搬）</p> <p>第280条 原子燃料課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合および新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>（2）法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>（3）新燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>3. 原子燃料課長は、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、運搬前に第2項（1）から（3）に加え、次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入すること。</p> <p>（2）容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>（3）運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>（4）車両を徐行させること。</p> <p>（5）核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、第3項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第294条第1項（1）に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。</p> <p>（1）外観検査</p> <p>（2）線量当量率検査</p> <p>（3）未臨界検査</p> <p>（4）吊上検査</p> <p>（5）重量検査</p> <p>（6）収納物検査</p> <p>（7）表面密度検査</p> <p>7. 原子燃料課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>8. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第281条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 貯蔵施設に貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーンまたは燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2. 原子燃料課長は、使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を新燃料貯蔵庫に貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を気中に取り出した後、専用の作業台を使用し、新燃料から燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、再度燃料集合体の形状に組み立てること。</p> <p>(2) 専用の作業台で取り扱う新燃料は、1体のみかつその1体分の燃料棒のみに限定すること。</p> <p>(3) 再度燃料集合体の形状に組み立てた新燃料は、新燃料貯蔵庫に貯蔵すること。</p> <p>第282条～第285条 欠番</p>	<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第281条 原子燃料課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 貯蔵施設に貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーンまたは燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2. 原子燃料課長は、使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を新燃料貯蔵庫に貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 使用済燃料プールに貯蔵している新燃料を気中に取り出した後、専用の作業台を使用し、新燃料から燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、再度燃料集合体の形状に組み立てること。</p> <p>(2) 専用の作業台で取り扱う新燃料は、1体のみかつその1体分の燃料棒のみに限定すること。</p> <p>(3) 再度燃料集合体の形状に組み立てた新燃料は、新燃料貯蔵庫に貯蔵すること。</p> <p>第282条～第285条 欠番</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由				
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第286条 原子燃料課長は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 1号炉の使用済燃料を表286に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切でないと判断した使用済燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p>表286</p> <table border="1" data-bbox="129 475 797 544"> <tr> <td>貯蔵可能な使用済燃料プール</td> </tr> <tr> <td>1号炉, 2号炉<sup>※1</sup>, 3号炉<sup>※1</sup></td> </tr> </table> <p>※1：1号炉の使用済燃料プールで4ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉, 2号炉 <sup>※1</sup> , 3号炉 <sup>※1</sup>	<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第286条 原子燃料課長は、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 1号炉の使用済燃料を表286に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>(5) 使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切でないと判断した使用済燃料については、破損燃料格納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p>表286</p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1693 544"> <tr> <td>貯蔵可能な使用済燃料プール</td> </tr> <tr> <td>1号炉, 2号炉<sup>※1</sup>, 3号炉<sup>※1</sup></td> </tr> </table> <p>※1：1号炉の使用済燃料プールで4ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉, 2号炉 <sup>※1</sup> , 3号炉 <sup>※1</sup>	<p>変更なし</p>
貯蔵可能な使用済燃料プール						
1号炉, 2号炉 <sup>※1</sup> , 3号炉 <sup>※1</sup>						
貯蔵可能な使用済燃料プール						
1号炉, 2号炉 <sup>※1</sup> , 3号炉 <sup>※1</sup>						



変更前	変更後	理由
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第286条の2 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料交換機を使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器（以下、本条において「輸送物」という。）を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3)から(6)は適用としない。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、輸送物を管理区域外において運搬する場合は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第294条第1項(1)に定める区域に輸送物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合するよう、措置を講じる。</p> <p>7. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料の運搬に関する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>8. 前項の検査実施責任者は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。また、使用済燃料を他の号炉に運搬をする場合にも同様の検査を実施する。</p> <p>(1) 外観検査</p> <p>(2) 気密漏えい検査</p> <p>(3) 圧力測定検査</p> <p>(4) 線量当量率検査</p> <p>(5) 未臨界検査</p> <p>(6) 温度測定検査</p> <p>(7) 吊上検査</p> <p>(8) 重量検査</p> <p>(9) 収納物検査</p>	<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第286条の2 原子燃料課長は、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料交換機を使用する。</p> <p>2. 原子燃料課長は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料交換機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプおよび冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 原子燃料課長は、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器（以下、本条において「輸送物」という。）を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3)から(6)は適用としない。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器および車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理課長は、輸送物を管理区域外において運搬する場合は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理課長は、原子燃料課長が管理区域内で第294条第1項(1)に定める区域に輸送物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合するよう、措置を講じる。</p> <p>7. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、使用済燃料の運搬に関する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>8. 前項の検査実施責任者は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを確認するために、次の検査を実施する。また、使用済燃料を他の号炉に運搬をする場合にも同様の検査を実施する。</p> <p>(1) 外観検査</p> <p>(2) 気密漏えい検査</p> <p>(3) 圧力測定検査</p> <p>(4) 線量当量率検査</p> <p>(5) 未臨界検査</p> <p>(6) 温度測定検査</p> <p>(7) 吊上検査</p> <p>(8) 重量検査</p> <p>(9) 収納物検査</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(10) 表面密度検査                      9. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>(10) 表面密度検査                      9. 原子燃料課長は、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第6章 放射性廃棄物管理</b></p> <p>（放射性廃棄物管理に係る基本方針）</p> <p>第287条 発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第6章 放射性廃棄物管理</b></p> <p>（放射性廃棄物管理に係る基本方針）</p> <p>第287条 発電所における放射性廃棄物に係る保安活動は、放射性物質の放出による公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																				
<p>(頻度の定義) 第287条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表287の2のとおりとする。</p>	<p>(頻度の定義) 第287条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表287の2のとおりとする。</p>	<p>変更なし</p>																				
<p>表287の2</p>	<p>表287の2</p>																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="129 244 293 268">頻度</th> <th data-bbox="297 244 990 268">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="129 276 293 300">1週間に1回</td> <td data-bbox="297 276 990 300">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 308 293 331">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="297 308 990 331">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 339 293 387">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="297 339 990 387">4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 395 293 435">常時</td> <td data-bbox="297 395 990 435">測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1025 244 1189 268">頻度</th> <th data-bbox="1193 244 1886 268">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1025 276 1189 300">1週間に1回</td> <td data-bbox="1193 276 1886 300">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 308 1189 331">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1193 308 1886 331">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 339 1189 387">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1193 339 1886 387">4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 395 1189 435">常時</td> <td data-bbox="1193 395 1886 435">測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	
頻度	考え方																					
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																					
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																					
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																					
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																					
頻度	考え方																					
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																					
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																					
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																					
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																					

変更前	変更後	理由
<p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第288条 各課長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※1</sup>または保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液は、発電管理課長が固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が固体廃棄物貯蔵所（以下、本条において「貯蔵所」という。）に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、原子燃料課長が使用済燃料プールに貯蔵するかまたは輸送・固体廃棄物管理課長がサイトバンカに保管する。ただし、封入またはしゃへい等の措置により輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジ等は、発電管理課長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵、もしくはドラム缶等の容器に封入または固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。 または発電管理課長が固体廃棄物焼却設備（以下、本条において「焼却炉」という。）で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所または雑固体廃棄物保管室（以下、本条において「保管室」という。）に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。 イ. 焼却する場合は、発電管理課長が焼却炉で焼却する。 ロ. 圧縮減容する場合は、発電管理課長が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各課長は、放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表3.2.1-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各課長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。 (1) 輸送・固体廃棄物管理課長は、貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。 (2) 発電管理課長は、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂およびフィルタスラッジ等の貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。 (3) 輸送・固体廃棄物管理課長は、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の保管状況および保管室における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回サイトバンカおよび保管室を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。また、原子燃料課長は使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 輸送・固体廃棄物管理課長は貯蔵所、サイトバンカおよび保管室の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。 (1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。 (2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。 (3) 法令に定める危険物と混載しないこと。 (4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。 (5) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。 (6) 車両を徐行させること。 (7) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超え</p>	<p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第288条 各課長は、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※1</sup>または保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液は、発電管理課長が固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が固体廃棄物貯蔵所（以下、本条において「貯蔵所」という。）に保管する。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、原子燃料課長が使用済燃料プールに貯蔵するかまたは輸送・固体廃棄物管理課長がサイトバンカに保管する。ただし、封入またはしゃへい等の措置により輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管することができる。</p> <p>(3) 使用済樹脂およびフィルタスラッジ等は、発電管理課長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵、もしくはドラム缶等の容器に封入または固化装置でドラム缶等の容器に固型化し、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。 または発電管理課長が固体廃棄物焼却設備（以下、本条において「焼却炉」という。）で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所に保管する。</p> <p>(4) その他の雑固体廃棄物は、各課長がドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、輸送・固体廃棄物管理課長が貯蔵所または雑固体廃棄物保管室（以下、本条において「保管室」という。）に保管する。なお、ドラム缶等の容器に封入するにあたっては、以下の処理を行うことができる。 イ. 焼却する場合は、発電管理課長が焼却炉で焼却する。 ロ. 圧縮減容する場合は、発電管理課長が減容装置で圧縮減容する。</p> <p>2. 各課長は、放射性固体廃棄物を封入または固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表3.1.9-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。</p> <p>3. 各課長は、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。 (1) 輸送・固体廃棄物管理課長は、貯蔵所における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵所を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。 (2) 発電管理課長は、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂およびフィルタスラッジ等の貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。 (3) 輸送・固体廃棄物管理課長は、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等の保管状況および保管室における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回サイトバンカおよび保管室を巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。また、原子燃料課長は使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。</p> <p>4. 輸送・固体廃棄物管理課長は貯蔵所、サイトバンカおよび保管室の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>5. 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。 (1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性固体廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りでない。 (2) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒または転落を防止する措置を講じること。 (3) 法令に定める危険物と混載しないこと。 (4) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。 (5) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者および他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張人を配置すること。 (6) 車両を徐行させること。 (7) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識および経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>6. 放射線管理課長は、第5項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超え</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>ていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>7. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で第294条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。</p> <p>（1）埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。</p> <p>（2）発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。</p> <p>（3）放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するにあたって、所長の承認を得る。</p> <p>9. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>10. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入されていること。</p> <p>（2）法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと。</p> <p>11. 放射線管理課長は、第10項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>12. 原子力部長は、輸入廃棄物を廃棄物管理設備に廃棄する場合は、当該輸入廃棄物が法令で定める基準に適合したものであることを確認する。</p> <p>13. 原子力部長は、第12項の廃棄において、輸入廃棄物の管理を実施する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p>	<p>ていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>7. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で第294条第1項（1）に定める区域に放射性固体廃棄物を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>8. 輸送・固体廃棄物管理課長は、放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄する場合は、次の事項を実施する。</p> <p>（1）埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を作成し、発電所外の廃棄に関する措置の実施状況を確認する。</p> <p>（2）発電所外の廃棄施設の廃棄事業者へ埋設する放射性固体廃棄物に関する記録を引き渡す。</p> <p>（3）放射性固体廃棄物を発電所外に廃棄するにあたって、所長の承認を得る。</p> <p>9. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>10. 輸送・固体廃棄物管理課長は、発電所外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>（1）法令に適合する容器に封入されていること。</p> <p>（2）法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと。</p> <p>11. 放射線管理課長は、第10項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、第294条第1項（1）に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>12. 原子力部長は、輸入廃棄物を廃棄物管理設備に廃棄する場合は、当該輸入廃棄物が法令で定める基準に適合したものであることを確認する。</p> <p>13. 原子力部長は、第12項の廃棄において、輸入廃棄物の管理を実施する組織以外の者を、検査実施責任者として指名する。</p> <p>※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)</p> <p>第288条の2 放射性廃棄物でない廃棄物の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等（以下、本条において「資材等」という。）および管理区域内において使用された工具類等（以下、本条において「物品」という。）とする。</p> <p>2. 放射線管理課長は、第293条第1項で定める区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 第294条第1項(1)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 第294条第1項(2)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 第294条第1項(1)の区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 第294条第1項(2)の区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品について、適切な測定方法により放射線測定評価を行い、汚染がないことを確認した上で、それ以後に適切な汚染防止対策、使用履歴の記録等の管理が行われている場合には、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断することができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、第293条第1項で定める区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>(放射性廃棄物でない廃棄物の管理)</p> <p>第288条の2 放射性廃棄物でない廃棄物の判断をしようとする対象物の範囲は、管理区域内において設置された金属、コンクリート類、ガラスくず、廃油、プラスチック等（以下、本条において「資材等」という。）および管理区域内において使用された工具類等（以下、本条において「物品」という。）とする。</p> <p>2. 放射線管理課長は、第293条第1項で定める区域内において設置された資材等または使用された物品を「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断する場合は、次の各号に基づき実施する。</p> <p>(1) 第294条第1項(1)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(2) 第294条第1項(2)の区域において設置された資材等については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、汚染された資材等について、汚染部位の特定・分離を行った場合には、残った汚染されていない部位は「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>(3) 第294条第1項(1)の区域で使用された物品については、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>(4) 第294条第1項(2)の区域で使用された物品については、適切な汚染防止対策が行われていることを確認した上で、適切に管理された使用履歴の記録等により汚染がないことを判断する。</p> <p>なお、使用履歴の記録等が適切に管理されていない物品について、適切な測定方法により放射線測定評価を行い、汚染がないことを確認した上で、それ以後に適切な汚染防止対策、使用履歴の記録等の管理が行われている場合には、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断することができる。</p> <p>また、適切な測定方法により念のための放射線測定評価を行い、測定結果が理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。</p> <p>3. 各課長は、「放射性廃棄物でない廃棄物」と判断されたものについては、第293条第1項で定める区域から搬出するまでの間、汚染されたものとの混在防止措置を講じる等、所要の管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）</p> <p>第288条の3 放射線管理課長は、原子炉等規制法または電気事業法に基づく工事計画（変更）認可申請書に記載されている設備・機器等（以下、本条において「設備・機器等」という。）について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下、本条において「降下物」という。）の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物の影響の評価を放射線管理課長に依頼する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の依頼を受けた場合は、降下物の影響を評価し、その結果を影響の評価を依頼した課長に通知する。</p> <p>4. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>を超えると評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして管理区域内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>5. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>以下と評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、第288条の2（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）に基づき放射性廃棄物でない廃棄物と判断された場合は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>※1：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて」（NISA-197c-12-1（平成24・03・26 原院第10号）経済産業省原子力安全・保安院）に定める判断基準</p>	<p>（事故由来放射性物質の降下物の影響確認および所外搬出等の管理）</p> <p>第288条の3 放射線管理課長は、原子炉等規制法に基づく設計及び工事計画（変更）認可申請書および電気事業法に基づく工事計画（変更）認可申請書に記載されている設備・機器等（以下、本条において「設備・機器等」という。）について、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下、本条において「降下物」という。）の影響の有無を確認する場合は、適切な測定方法により、降下物の分布調査を行う。</p> <p>2. 各課長は、第1項の確認の結果、理論検出限界曲線の検出限界値未満でなかった場合、設備・機器等を廃棄または資源として有効利用しようとする際には、降下物の影響の評価を放射線管理課長に依頼する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の依頼を受けた場合は、降下物の影響を評価し、その結果を影響の評価を依頼した課長に通知する。</p> <p>4. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>を超えると評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして管理区域内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、降下物により汚染されたものとして発電所内で適切に管理する。</p> <p>5. 各課長は、第3項の評価の結果、降下物の影響が年間10マイクロシーベルト<sup>*1</sup>以下と評価される場合は、以下に定める事項を実施する。</p> <p>（1）管理区域内の設備・機器等は、第288条の2（放射性廃棄物でない廃棄物の管理）に基づき放射性廃棄物でない廃棄物と判断された場合は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>（2）管理区域外の設備・機器等は、発電所外に搬出することができる。なお、第3項の評価実施から搬出するまでの間、当該設備・機器等は、発電所内で適切に管理する。</p> <p>※1：「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて」（NISA-197c-12-1（平成24・03・26 原院第10号）経済産業省原子力安全・保安院）に定める判断基準</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由																																										
<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第289条 発電課長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水口より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出量が、表289-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 発電課長は、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表289-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。</p> <p>3. 放射線管理課長は、表289-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>表289-1</p> <table border="1" data-bbox="129 475 990 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)</td> <td>7.4×10<sup>9</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表289-2</p> <table border="1" data-bbox="129 639 990 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>7.4×10<sup>12</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表289-3</p> <table border="1" data-bbox="129 783 990 927"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td rowspan="2">・サンプルタンク ・再生純水タンク</td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>	トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・サンプルタンク ・再生純水タンク	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第289条 発電課長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水口より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出量が、表289-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 発電課長は、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表289-2に定める放出管理の基準値を超えないように努める。</p> <p>3. 放射線管理課長は、表289-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>表289-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 475 1886 560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)</td> <td>7.4×10<sup>9</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表289-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 639 1886 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>7.4×10<sup>12</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p> <p>表289-3</p> <table border="1" data-bbox="1025 783 1886 927"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> <th>試料採取箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放射性液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放出の都度</td> <td rowspan="2">・サンプルタンク ・再生純水タンク</td> </tr> <tr> <td>トリチウム濃度</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年	項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>	トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年	分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所	放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・サンプルタンク ・再生純水タンク	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回	<p>記載の適正化</p>
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																											
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年																																											
項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>																																											
トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年																																											
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																								
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・サンプルタンク ・再生純水タンク																																								
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回																																									
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																											
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く)	7.4×10 <sup>9</sup> Bq/年																																											
項目	放出管理の基準値 <sup>※1</sup>																																											
トリチウム	7.4×10 <sup>12</sup> Bq/年																																											
分類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所																																								
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	放出の都度	・サンプルタンク ・再生純水タンク																																								
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1ヶ月に1回																																									

変更前	変更後	理由																																								
<p>(放射性気体廃棄物の管理)</p> <p>第290条 発電課長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表290-2に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 排気筒からの放射性物質(希ガス、よう素131)の放出量が、表290-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表290-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>3. 表290-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第294条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>(1) 各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、表290-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空气中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>(放射性気体廃棄物の管理)</p> <p>第290条 発電課長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、表290-2に示す排気筒等より放出するとともに、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 排気筒からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。</p> <p>(2) 排気筒からの放射性物質(希ガス、よう素131)の放出量が、表290-1に定める放出管理目標値を超えないように努めること。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表290-2に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、発電課長にその結果を通知する。</p> <p>3. 表290-2に示す排気筒等以外の場所において換気を行う場合は、次の事項を行う。ただし、第294条第1項(1)に定める区域等における換気は、この限りでない。</p> <p>(1) 各課長は、フィルター付局所排気装置等により法令に定める管理区域に係る値を超えないよう拡散防止措置を行う。</p> <p>(2) 放射線管理課長は、表290-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。ただし、換気によって放出される空气中放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>																																								
<p>表290-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td>2.3×10<sup>15</sup> Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素 131</td> <td>4.1×10<sup>10</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年	<p>表290-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性気体廃棄物 希ガス</td> <td>2.3×10<sup>15</sup> Bq/年</td> </tr> <tr> <td>よう素 131</td> <td>4.1×10<sup>10</sup> Bq/年</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉，2号炉および3号炉の合計</p>	項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年	よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年																													
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																									
放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年																																									
よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年																																									
項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>																																									
放射性気体廃棄物 希ガス	2.3×10 <sup>15</sup> Bq/年																																									
よう素 131	4.1×10 <sup>10</sup> Bq/年																																									
<p>表290-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">放射性気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">・排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋 排気口</td> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	<p>表290-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>排気筒等</th> <th>測定項目</th> <th>計測器種類</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">放射性気体 廃棄物</td> <td rowspan="2">・排気筒</td> <td>希ガス濃度</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">・焼却炉建屋 排気口</td> <td>よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回 (設備稼働中のみ)</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>1週間に1回</td> </tr> </tbody> </table>	分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回	
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																						
放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時																																						
		よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																						
	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																						
		粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																						
分類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度																																						
放射性気体 廃棄物	・排気筒	希ガス濃度	スタック放射線モニタ	常時																																						
		よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																						
	・焼却炉建屋 排気口	よう素 131濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回 (設備稼働中のみ)																																						
		粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	1週間に1回																																						
<p>表290-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">排気筒等以外の 排気出口</th> <th>測定項目</th> <th rowspan="2">計測器種類</th> <th rowspan="2">測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p>	排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>	<p>表290-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">排気筒等以外の 排気出口</th> <th>測定項目</th> <th rowspan="2">計測器種類</th> <th rowspan="2">測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>作業の都度<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：作業が1週間を超える場合は1週間に1回測定する。</p>	排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																											
排気筒等以外の 排気出口		測定項目			計測器種類	測定頻度																																				
	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																							
排気筒等以外の 排気出口	測定項目	計測器種類	測定頻度																																							
	粒子状物質濃度 (主要ガンマ線放出核種)			試料放射能測定装置	作業の都度 <sup>※1</sup>																																					

変更前	変更後	理由																																						
<p>(放出管理用計測器の管理)                      第291条 放射線管理課長および計測制御課長は、表291に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p> <p>表291</p> <table border="1" data-bbox="129 292 990 496"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器</td> <td>放出水モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>2台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>2台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※2※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉および2号炉共用                      ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用                      ※3：放射性液体廃棄物放出管理用と共用</p>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	2台 <sup>※1</sup>	b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>	2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	1台	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>	<p>(放出管理用計測器の管理)                      第291条 放射線管理課長および計測制御課長は、表291に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検を実施し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p> <p>表291</p> <table border="1" data-bbox="1025 292 1886 496"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器</td> <td>放出水モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>2台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>2台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器</td> <td>スタック放射線モニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※2※3</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1号炉および2号炉共用                      ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用                      ※3：放射性液体廃棄物放出管理用と共用</p>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	2台 <sup>※1</sup>	b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>	2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	1台	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>	<p>理由</p> <p>変更なし</p>
分類	計測器種類	所管課長	数量																																					
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	2台 <sup>※1</sup>																																					
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>																																					
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	1台																																					
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>																																					
分類	計測器種類	所管課長	数量																																					
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	放出水モニタ	計測制御課長	2台 <sup>※1</sup>																																					
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	2台 <sup>※2</sup>																																					
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	スタック放射線モニタ	計測制御課長	1台																																					
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※2※3</sup>																																					

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第7章 放射線管理</b></p> <p>（放射線管理に係る基本方針）                      第292条 発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第7章 放射線管理</b></p> <p>（放射線管理に係る基本方針）                      第292条 発電所における放射線管理に係る保安活動は、放射線による従業員等の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限り低い水準に保つよう実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																								
<p>(頻度の定義) 第292条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表292の2のとおりとする。</p>	<p>(頻度の定義) 第292条の2 本章でいう測定頻度に関する考え方は、表292の2のとおりとする。</p>	<p>変更なし</p>																								
<p>表292の2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="129 240 315 272">頻度</th> <th data-bbox="320 240 990 272">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="129 276 315 328">毎日1回</td> <td data-bbox="320 276 990 328">午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 331 315 363">1週間に1回</td> <td data-bbox="320 331 990 363">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 367 315 399">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="320 367 990 399">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 402 315 454">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="320 402 990 454">4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="129 458 315 501">常時</td> <td data-bbox="320 458 990 501">測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	毎日1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	<p>表292の2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1025 240 1211 272">頻度</th> <th data-bbox="1216 240 1886 272">考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1025 276 1211 328">毎日1回</td> <td data-bbox="1216 276 1886 328">午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 331 1211 363">1週間に1回</td> <td data-bbox="1216 331 1886 363">月曜日を始期とする1週間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 367 1211 399">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1216 367 1886 399">毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 402 1211 454">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1216 402 1886 454">4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 458 1211 501">常時</td> <td data-bbox="1216 458 1886 501">測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	頻度	考え方	毎日1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。	1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施	1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施	3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施	常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。	
頻度	考え方																									
毎日1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									
頻度	考え方																									
毎日1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施（測定等）している場合も含む。																									
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施																									
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施																									
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施																									
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており、点検時等の測定不能な期間を除く。																									

変更前	変更後	理由																												
<p>(管理区域の設定および解除)                      第293条 管理区域は、添付2-2に示す区域とする。                      2. 放射線管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。                      3. 放射線管理課長は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。                      4. 放射線管理課長は、添付2-2における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表293に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      5. 放射線管理課長は、第4項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。                      6. 放射線管理課長は、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理課長は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      7. 放射線管理課長は、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理課長が確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>(管理区域の設定および解除)                      第293条 管理区域は、添付2-4に示す区域とする。                      2. 放射線管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。                      3. 放射線管理課長は、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。                      4. 放射線管理課長は、添付2-4における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表293に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      5. 放射線管理課長は、第4項以外で、一時的に管理区域を設定または解除する場合は、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定または解除にあたって、放射線管理課長は目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。                      6. 放射線管理課長は、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理課長は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。                      7. 放射線管理課長は、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間および場所を明らかにし、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理課長が確認し、廃止措置主任者の確認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>																												
<p>表293</p>	<p>表293</p>																													
<table border="1"> <tr> <td>タンク点検等</td> <td>監視カメラ点検等</td> </tr> <tr> <td>ポンプ点検等</td> <td>扉・シャッター修理他作業</td> </tr> <tr> <td>バルブ点検等</td> <td>清掃作業</td> </tr> <tr> <td>配管点検等</td> <td>建物補修</td> </tr> <tr> <td>ケーブル点検等</td> <td>搬出入作業</td> </tr> <tr> <td>空調点検等</td> <td>物品の仮置</td> </tr> <tr> <td>計測器類点検等</td> <td></td> </tr> </table>	タンク点検等	監視カメラ点検等	ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業	バルブ点検等	清掃作業	配管点検等	建物補修	ケーブル点検等	搬出入作業	空調点検等	物品の仮置	計測器類点検等		<table border="1"> <tr> <td>タンク点検等</td> <td>監視カメラ点検等</td> </tr> <tr> <td>ポンプ点検等</td> <td>扉・シャッター修理他作業</td> </tr> <tr> <td>バルブ点検等</td> <td>清掃作業</td> </tr> <tr> <td>配管点検等</td> <td>建物補修</td> </tr> <tr> <td>ケーブル点検等</td> <td>搬出入作業</td> </tr> <tr> <td>空調点検等</td> <td>物品の仮置</td> </tr> <tr> <td>計測器類点検等</td> <td></td> </tr> </table>	タンク点検等	監視カメラ点検等	ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業	バルブ点検等	清掃作業	配管点検等	建物補修	ケーブル点検等	搬出入作業	空調点検等	物品の仮置	計測器類点検等		
タンク点検等	監視カメラ点検等																													
ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業																													
バルブ点検等	清掃作業																													
配管点検等	建物補修																													
ケーブル点検等	搬出入作業																													
空調点検等	物品の仮置																													
計測器類点検等																														
タンク点検等	監視カメラ点検等																													
ポンプ点検等	扉・シャッター修理他作業																													
バルブ点検等	清掃作業																													
配管点検等	建物補修																													
ケーブル点検等	搬出入作業																													
空調点検等	物品の仮置																													
計測器類点検等																														

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第294条 放射線管理課長は、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 汚染のおそれのない管理区域</p> <p>(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2-2に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理課長は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理課長は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p>	<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第294条 放射線管理課長は、管理区域を次のとおり区分することができる。</p> <p>(1) 汚染のおそれのない管理区域</p> <p>(2) 表面汚染密度または空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域または超えるおそれのある区域</p> <p>2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2-4に示す区域とする。</p> <p>3. 放射線管理課長は、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、放射線管理課長はあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。</p> <p>4. 放射線管理課長は、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第295条 放射線管理課長は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各課長は、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理課長の承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>(管理区域内における特別措置)</p> <p>第295条 放射線管理課長は、管理区域のうち次の基準を超える場合または超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト</p> <p>(2) 空気中の放射性物質濃度または床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍</p> <p>2. 各課長は、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量および作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、放射線管理課長の承認を得る。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。</p> <p>3. 各課長は、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

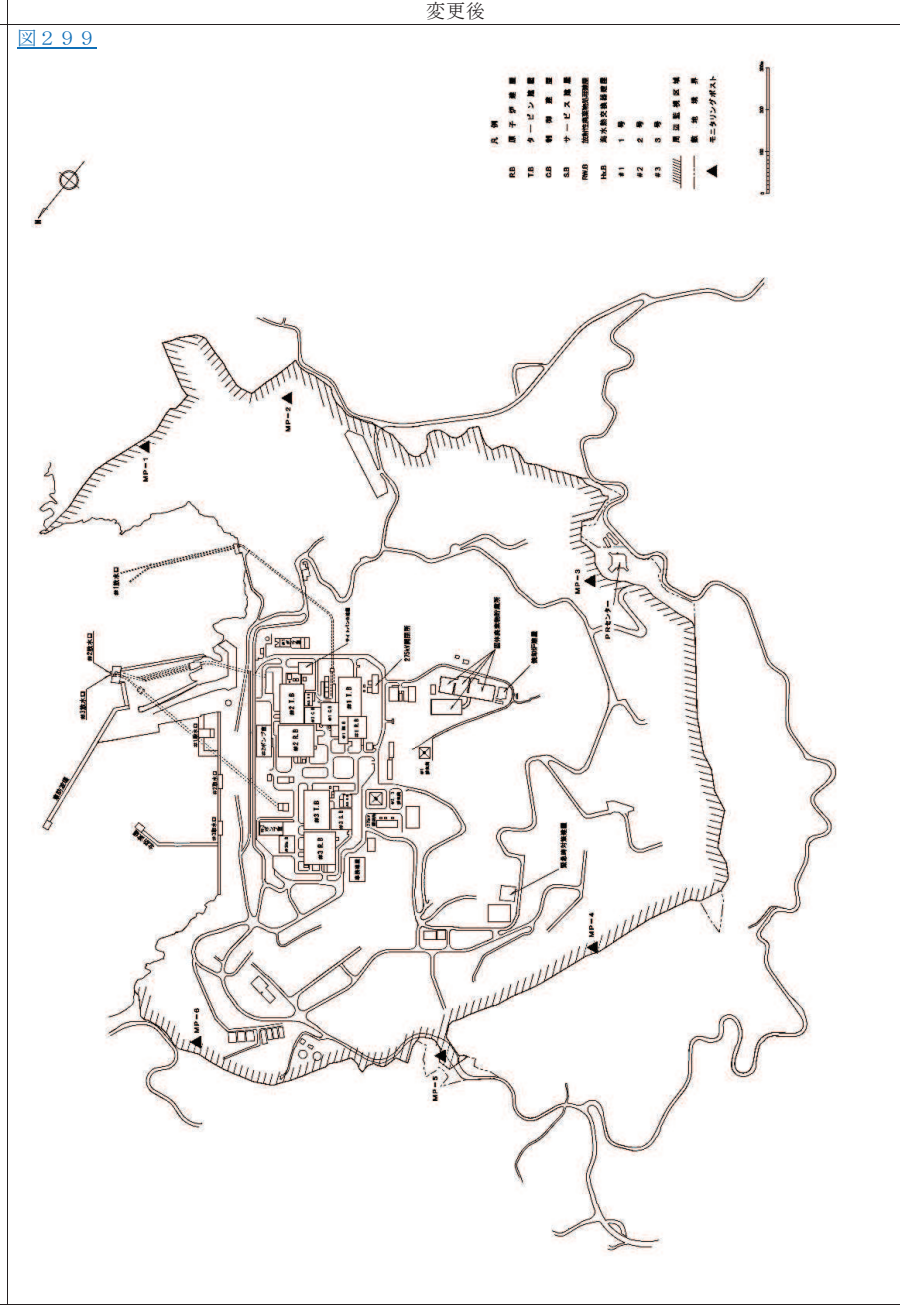
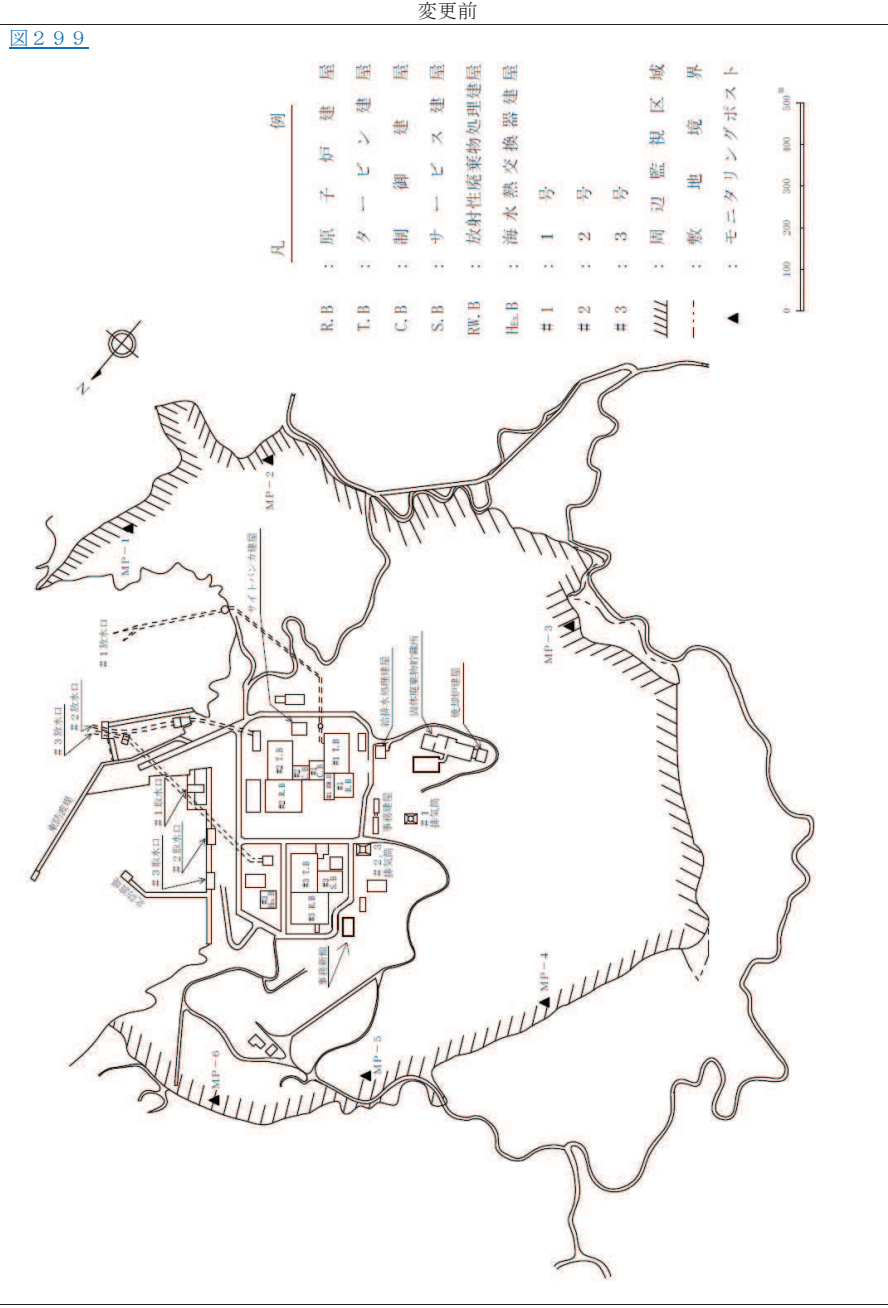


変更前	変更後	理由
<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第296条 放射線管理課長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理課長は、第1項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>5. 放射線管理課長は、第4項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>6. 放射線管理課長は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p>	<p>(管理区域への出入管理)</p> <p>第296条 放射線管理課長は、次に示す立入者の区分により、管理区域への立入許可に係る事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 放射線業務従事者：業務上管理区域に立入る者</p> <p>(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって、放射線業務従事者の随行により管理区域に一時的に立入る者</p> <p>2. 放射線管理課長は、第1項に基づき管理区域に立入る者に対して許可を与える。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項にて許可していない者を管理区域に立入らせない措置を講じる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、管理区域の出入管理エリアにおいて、人の出入り等を監視する。</p> <p>5. 放射線管理課長は、第4項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。</p> <p>6. 放射線管理課長は、管理区域から退出する者または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する者の身体および身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合は、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域出入者の遵守事項)                      第297条 放射線管理課長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第295条第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または第296条第6項に基づく放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。</p>	<p>(管理区域出入者の遵守事項)                      第297条 放射線管理課長は、管理区域に出入りする所員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。</p> <p>(1) 出入管理エリアを経由すること。ただし、放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(2) 管理区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(3) 管理区域に立入る場合は、保護衣を着用すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域に立入る場合または放射線管理課長の承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 第295条第1項(2)に係る区域から退出する場合および物品等を持ち出す場合は、更衣および持ち出す物の養生等を行うこと。</p> <p>(5) 管理区域から退出する場合または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する場合は、身体および身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、汚染のおそれのない管理区域から退出する場合、または第296条第6項に基づく放射線管理課長の指示に従う場合は、この限りでない。</p> <p>(6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食および喫煙をしないこと。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(保全区域)                      第298条 保全区域は、添付2-3に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p>	<p>(保全区域)                      第298条 保全区域は、添付2-5に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(周辺監視区域)                      第299条 周辺監視区域は、図299に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかかな場合は、この限りでない。</p>	<p>(周辺監視区域)                      第299条 周辺監視区域は、図299に示す区域とする。                      2. 核物質防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げることにより、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかかな場合は、この限りでない。</p>	



理由

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

変更前	変更後	理由												
<p>(放射線業務従事者の線量管理等)                      第300条 各課長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。                      2. 放射線管理課長は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表300に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表300</p> <table border="1" data-bbox="129 316 990 419"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	<p>(放射線業務従事者の線量管理等)                      第300条 各課長は、管理区域内で作業を実施する場合、作業内容に応じて作業計画を立案するとともに、放射線防護上必要な措置を講じることで放射線業務従事者の線量低減に努める。                      2. 放射線管理課長は、所員の放射線業務従事者の実効線量および等価線量を表300に定める項目および頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。</p> <p>表300</p> <table border="1" data-bbox="1025 316 1886 419"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>3ヶ月に1回<sup>*1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：女子（妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあつては、1ヶ月に1回とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>	<p>変更なし</p>
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回 <sup>*1</sup>													

変更前	変更後	理由
<p>(床、壁等の除染)</p> <p>第301条 各課長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、放射線管理課長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について放射線管理課長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管課長は、その措置結果について、放射線管理課長の確認を得る。</p>	<p>(床、壁等の除染)</p> <p>第301条 各課長は、法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合または発見した場合は、放射線管理課長に連絡するとともに、汚染拡大防止のため区画等の応急措置を講じる。</p> <p>2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管課長は、汚染状況等について放射線管理課長の確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。</p> <p>3. 第2項の所管課長は、その措置結果について、放射線管理課長の確認を得る。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由																																																						
<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第302条 放射線管理課長は、表302-1および表302-2（第294条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表302-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図302に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第1項または第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表302-1</p> <table border="1" data-bbox="129 419 976 722"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※4</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※4</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※5</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリア放射線モニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設）                  ※3：エリア放射線モニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設以外の施設）                  ※4：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※5：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表302-2</p> <table border="1" data-bbox="129 903 976 1018"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測定項目	測定頻度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日1回	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※3</sup>	1週間に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※4</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※4</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※5</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測定項目	測定頻度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)	<p>(外部放射線に係る線量当量率等の測定)</p> <p>第302条 放射線管理課長は、表302-1および表302-2（第294条第1項（2）の区域内に設定した汚染のおそれのない管理区域内に限る。）に定める管理区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理区域については、この限りでない。</p> <p>2. 放射線管理課長は、表302-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図302に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第1項または第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。</p> <p>表302-1</p> <table border="1" data-bbox="1025 419 1872 722"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">1. 管理区域内<sup>※1</sup></td> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量率<sup>※3</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>外部放射線に係る線量当量</td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質濃度<sup>※4</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td>表面汚染密度<sup>※4</sup></td> <td>1週間に1回</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2. 周辺監視区域境界付近</td> <td>空気吸収線量</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>空気吸収線量率<sup>※5</sup></td> <td>常時</td> </tr> <tr> <td>空気中の粒子状放射性物質濃度</td> <td>3ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定                  ※2：エリア放射線モニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設）                  ※3：エリア放射線モニタにおいて測定する項目（使用済燃料の貯蔵施設以外の施設）                  ※4：汚染のおそれのない管理区域は、測定を省略することができる。                  ※5：モニタリングポストにおいて測定する項目</p> <p>表302-2</p> <table border="1" data-bbox="1025 903 1872 1018"> <thead> <tr> <th>場 所</th> <th>測定項目</th> <th>測定頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>汚染のおそれのない管理区域内</td> <td>表面汚染密度</td> <td>1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)</td> </tr> </tbody> </table>	場 所	測定項目	測定頻度	1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日1回	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※3</sup>	1週間に1回	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回	空気中の放射性物質濃度 <sup>※4</sup>	1週間に1回	表面汚染密度 <sup>※4</sup>	1週間に1回	2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回	空気吸収線量率 <sup>※5</sup>	常時	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回	場 所	測定項目	測定頻度	汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)	<p>変更なし</p>
場 所	測定項目	測定頻度																																																						
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																						
	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																						
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																						
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※4</sup>	1週間に1回																																																						
	表面汚染密度 <sup>※4</sup>	1週間に1回																																																						
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																						
	空気吸収線量率 <sup>※5</sup>	常時																																																						
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																						
場 所	測定項目	測定頻度																																																						
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)																																																						
場 所	測定項目	測定頻度																																																						
1. 管理区域内 <sup>※1</sup>	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																						
	外部放射線に係る線量当量率 <sup>※3</sup>	1週間に1回																																																						
	外部放射線に係る線量当量	1週間に1回																																																						
	空気中の放射性物質濃度 <sup>※4</sup>	1週間に1回																																																						
	表面汚染密度 <sup>※4</sup>	1週間に1回																																																						
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	3ヶ月に1回																																																						
	空気吸収線量率 <sup>※5</sup>	常時																																																						
	空気中の粒子状放射性物質濃度	3ヶ月に1回																																																						
場 所	測定項目	測定頻度																																																						
汚染のおそれのない管理区域内	表面汚染密度	1週間に1回 (汚染のおそれのない管理区域が設定されている期間)																																																						



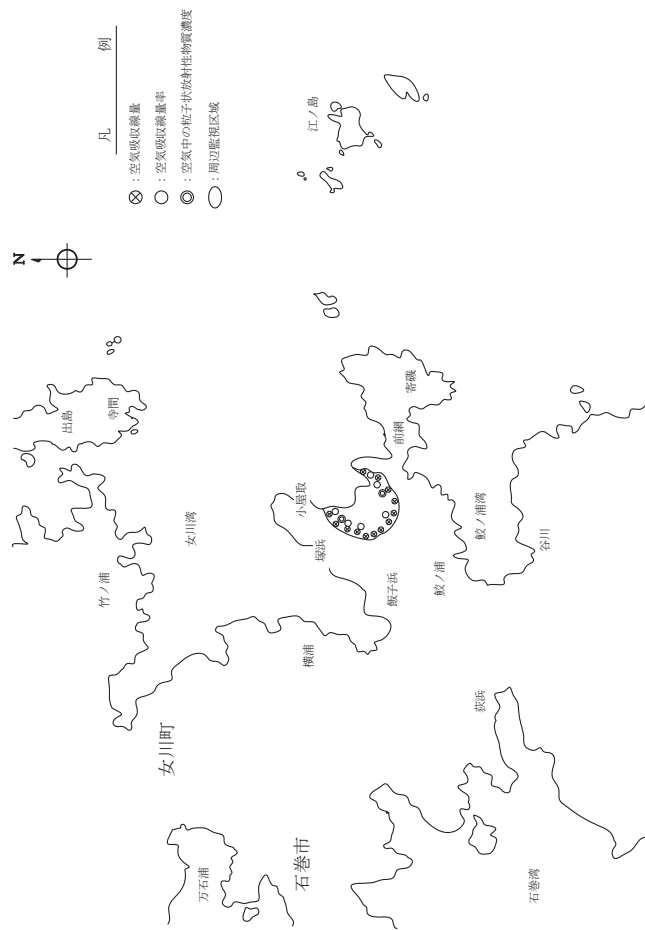
変更前

変更後

理由

図302

図302



変更前	変更後	理由																																																																												
<p>(平常時の環境放射線モニタリング) 第302条の2 放射線管理課長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。</p> <p>(放射線計測器類の管理) 第303条 放射線管理課長および計測制御課長は、表303に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p>	<p>(平常時の環境放射線モニタリング) 第302条の2 放射線管理課長は、周辺環境への放射性物質の影響を確認するため、平常時の環境放射線モニタリングの計画を立案し、その計画に基づき測定を行い評価する。</p> <p>(放射線計測器類の管理) 第303条 放射線管理課長および計測制御課長は、表303に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。また、定期的に点検し機能維持を図る。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。</p>	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p>																																																																												
<p>表303</p>	<p>表303</p>																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 被ばく管理用計測器</td> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>体表面ゲートモニタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>3台<sup>※2※3</sup></td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1※4</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3. 放射線監視用計測器</td> <td>積算線量計</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1式<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>モニタリングポスト</td> <td>計測制御課長</td> <td>6台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>18台<sup>※5</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	3台 <sup>※2※3</sup>	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>	3. 放射線監視用計測器	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>	エリアモニタ	計測制御課長	18台 <sup>※5</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管課長</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 被ばく管理用計測器</td> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>4台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>体表面ゲートモニタ</td> <td>放射線管理課長</td> <td>3台<sup>※2※3</sup></td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1※4</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">3. 放射線監視用計測器</td> <td>積算線量計</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1式<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>モニタリングポスト</td> <td>計測制御課長</td> <td>6台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御課長</td> <td>18台<sup>※5</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>積算線量測定装置</td> <td>放射線管理課長</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	分類	計測器種類	所管課長	数量	1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	3台 <sup>※2※3</sup>	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>	3. 放射線監視用計測器	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>	エリアモニタ	計測制御課長	18台 <sup>※5</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>	
分類	計測器種類	所管課長	数量																																																																											
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	3台 <sup>※2※3</sup>																																																																											
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>																																																																											
3. 放射線監視用計測器	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>																																																																											
	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>																																																																											
	エリアモニタ	計測制御課長	18台 <sup>※5</sup>																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
分類	計測器種類	所管課長	数量																																																																											
1. 被ばく管理用計測器	ホールボディカウンタ	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線管理課長	4台 <sup>※1</sup>																																																																											
	体表面ゲートモニタ	放射線管理課長	3台 <sup>※2※3</sup>																																																																											
	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1※4</sup>																																																																											
3. 放射線監視用計測器	積算線量計	放射線管理課長	1式 <sup>※1</sup>																																																																											
	モニタリングポスト	計測制御課長	6台 <sup>※1</sup>																																																																											
	エリアモニタ	計測制御課長	18台 <sup>※5</sup>																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
	積算線量測定装置	放射線管理課長	1台 <sup>※1</sup>																																																																											
<p>※1：1号炉，2号炉および3号炉共用                  ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む。                  ※3：1号炉および2号炉共用の2台を含む。                  ※4：表291の試料放射能測定装置と共用                  ※5：1号炉，2号炉および3号炉共用の5台を含む。</p>	<p>※1：1号炉，2号炉および3号炉共用                  ※2：1号炉，2号炉および3号炉共用の1台を含む。                  ※3：1号炉および2号炉共用の2台を含む。                  ※4：表291の試料放射能測定装置と共用                  ※5：1号炉，2号炉および3号炉共用の5台を含む。</p>																																																																													

変更前	変更後	理由
<p>(管理区域外等への搬出および運搬)</p> <p>第304条 放射線管理課長は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各課長は管理区域外に核燃料物質等（第280条、第286条の2および第288条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第288条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>(管理区域外等への搬出および運搬)</p> <p>第304条 放射線管理課長は、各課長が管理区域外に搬出する物品または管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各課長は管理区域外に核燃料物質等（第280条、第286条の2および第288条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、または船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第288条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理課長は、第2項の運搬において、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理課長は、各課長が管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(発電所外への運搬)</p> <p>第305条 各課長は、核燃料物質等（第280条、第286条の2および第288条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>2. 各課長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。</p> <p>3. 各課長は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入されていること</p> <p>(2) 法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと</p> <p>(3) L型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと</p> <p>(4) A型輸送物もしくはBM型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講じること</p> <p>4. 放射線管理課長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p>(発電所外への運搬)</p> <p>第305条 各課長は、核燃料物質等（第280条、第286条の2および第288条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>2. 各課長は、運搬にあたっては法令に定める核燃料物質等の区分に応じた輸送物として運搬する。</p> <p>3. 各課長は、運搬前に次の事項を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入されていること</p> <p>(2) 法令に定める書類および物品以外のものが収納されていないこと</p> <p>(3) L型輸送物については、開封されたときに見やすい位置に法令に定める表示を行うこと</p> <p>(4) A型輸送物もしくはBM型輸送物については、みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールの貼付け等の措置を講じること</p> <p>4. 放射線管理課長は、運搬前に容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないことおよび容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(協力企業の放射線防護)</p> <p>第306条 放射線管理課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 管理区域出入者の遵守事項</p> <p>イ. 出入方法に関する事 ロ. 個人線量計の着用に関する事 ハ. 保護衣の着用に関する事 ニ. 汚染拡大防止措置に関する事 ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関する事</p> <p>(2) 線量評価の項目および頻度に関する事 (3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事</p> <p>2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p>	<p>(協力企業の放射線防護)</p> <p>第306条 放射線管理課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。</p> <p>(1) 管理区域出入者の遵守事項</p> <p>イ. 出入方法に関する事 ロ. 個人線量計の着用に関する事 ハ. 保護衣の着用に関する事 ニ. 汚染拡大防止措置に関する事 ホ. 管理区域内での飲食および喫煙に関する事</p> <p>(2) 線量評価の項目および頻度に関する事 (3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事</p> <p>2. 各課長は、管理区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p>（施設管理計画）</p> <p>第307条 原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および技術基準規則を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>1. 施設管理の実施方針および施設管理目標</p> <p>(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>2. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、1.の施設管理目標を達成するため、3.より10.からなる保全プログラムを策定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(1) 廃止措置計画で定める性能維持施設</p> <p>(2) その他自ら定める設備</p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の保全重要度と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求を考慮して設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</p> <p>5. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために、4.の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中で系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a. 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>系統レベルの保全活動管理指標として、4.(1)の施設管理の重要度の高い系統に対して以下のものを設定する。</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数</p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a. 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績および重要度分類指針の重要度を考慮して設定する。</p> <p>(3) 組織は、系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関すること</p>	<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p>（施設管理計画）</p> <p>第307条 原子炉施設について原子炉設置（変更）許可を受けた設備に係る事項および技術基準規則を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>1. 施設管理の実施方針および施設管理目標</p> <p>(1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状等を踏まえ、施設管理の実施方針を定める。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理の実施方針の見直しを行う。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の実施方針に基づき、施設管理の改善を図るための施設管理目標を設定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>2. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、1.の施設管理目標を達成するため、3.より10.からなる保全プログラムを策定する。また、11.の施設管理の有効性評価の結果および施設管理を行う観点から特別な状態（6.3参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(1) 廃止措置計画で定める性能維持施設</p> <p>(2) その他自ら定める設備</p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の保全重要度と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求を考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重要度分類指針の重要度を参考に、廃止措置期間中における安全機能要求を考慮して設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</p> <p>5. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定および監視</p> <p>(1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために、4.の施設管理の重要度を踏まえ、施設管理目標の中で系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a. 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>系統レベルの保全活動管理指標として、4.(1)の施設管理の重要度の高い系統に対して以下のものを設定する。</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数</p> <p>(2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。</p> <p>a. 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>① 予防可能故障（MPFF）回数の目標値は、運転実績および重要度分類指針の重要度を考慮して設定する。</p> <p>(3) 組織は、系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法および算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期および期間に関すること</p>	

変更前	変更後	理由
<p>を含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>6. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、3.の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>a. 点検計画（6.1 参照）</p> <p>b. 設計および工事の計画（6.2 参照）</p> <p>c. 特別な保全計画（6.3 参照）</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、4.の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <p>a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験</p> <p>b. 使用環境および設置環境</p> <p>c. 劣化、故障モード</p> <p>d. 機器の構造等の設計的知見</p> <p>e. 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階において維持すべき原子炉施設の安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>6.1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a. 予防保全</p> <p>①時間基準保全</p> <p>②状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a. 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b. 状態基準保全</p> <p>(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①状態監視データの具体的採取方法</p> <p>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準</p> <p>③状態監視データ採取頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p>	<p>を含める。</p> <p>(4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取および監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>6. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、3.の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期および期間に関することを含める。</p> <p>a. 点検計画（6.1 参照）</p> <p>b. 設計および工事の計画（6.2 参照）</p> <p>c. 特別な保全計画（6.3 参照）</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、4.の施設管理の重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、10.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。</p> <p>a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験</p> <p>b. 使用環境および設置環境</p> <p>c. 劣化、故障モード</p> <p>d. 機器の構造等の設計的知見</p> <p>e. 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階において維持すべき原子炉施設の安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。</p> <p>6.1 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統および機器の適切な単位ごとに、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a. 予防保全</p> <p>①時間基準保全</p> <p>②状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a. 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検または定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b. 状態基準保全</p> <p>(a) 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①状態監視データの具体的採取方法</p> <p>②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法および必要な対応を適切に判断するための管理基準</p> <p>③状態監視データ採取頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>(b) 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①巡視点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統および機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準</p>	

変更前	変更後	理由
<p>③実施頻度 ④実施時期 ⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。 ①定例試験の具体的方法 ②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準 ③実施頻度 ④実施時期 ⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c. 事後保全 事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。</p> <p>(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査<sup>*1</sup>により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 事業者検査の具体的方法 b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準 c. 事業者検査の実施時期</p> <p>※1：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第307条の4による使用前事業者検査および第307条の5による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ）。</p> <p>6.2 設計および工事の計画の策定</p> <p>(1) 組織は、設計および工事を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器等<sup>*2</sup>の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>*3</sup>の要否について確認を行い、その結果を記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</p> <p>(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験等により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 事業者検査および試験等の具体的方法 b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準 c. 事業者検査および試験等の実施時期</p> <p>※2：安全上重要な機器等とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器および構築物のうち、新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備をいう。 ※3：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）、第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）および第43条の3の34（発電用原子炉の廃止に伴う措置）ならびに電気事業法第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。（以下、<a href="#">第3.2.1条</a>において同じ。）</p> <p>6.3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により特別な保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 点検の具体的方法</p>	<p>③実施頻度 ④実施時期 ⑤機器の状態が管理基準に達するかまたは故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>(c) 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。 ①定例試験の具体的方法 ②構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法および管理基準 ③実施頻度 ④実施時期 ⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c. 事後保全 事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法および修復時期を定める。</p> <p>(4) 組織は、点検を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査<sup>*1</sup>により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 事業者検査の具体的方法 b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査の項目、評価方法および管理基準 c. 事業者検査の実施時期</p> <p>※1：事業者検査とは、点検および工事に伴うリリースのため、点検および工事とは別に、要求事項への適合を確認する合否判定行為であり、第307条の4による使用前事業者検査および第307条の5による定期事業者検査をいう（以下、本条において同じ）。</p> <p>6.2 設計および工事の計画の策定</p> <p>(1) 組織は、設計および工事を実施する場合は、あらかじめその方法および実施時期を定めた設計および工事の計画を策定する。また、安全上重要な機器等<sup>*2</sup>の工事を実施する場合は、その計画段階において、法令に基づく必要な手続き<sup>*3</sup>の要否について確認を行い、その結果を記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法ならびにそれらの実施頻度および実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</p> <p>(3) 組織は、工事を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査ならびに事業者検査以外の検査および試験等により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 事業者検査および試験等の具体的方法 b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な事業者検査および試験等の項目、評価方法および管理基準 c. 事業者検査および試験等の実施時期</p> <p>※2：安全上重要な機器等とは、「安全上重要な機器等を定める告示」に定める機器および構築物のうち、新燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備をいう。 ※3：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）、第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）および第43条の3の34（発電用原子炉の廃止に伴う措置）ならびに電気事業法第47条・第48条（工事計画）および第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。（以下、<a href="#">第3.1.9条</a>において同じ。）</p> <p>6.3 特別な保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、地震、事故等により特別な保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法および実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統および機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。 a. 点検の具体的方法</p>	<p>理由</p> <p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由
<p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 点検の実施時期</p> <p>7. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、6.で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、第307条の2による設計管理および第307条の3による作業管理を実施する。</p> <p>(3) 組織は、保全の結果について記録する。</p> <p>8. 保全の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>*4</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。</p> <p>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期<sup>*5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>※4：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>9. 不適合管理、是正処置および未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a.および b.の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a.および b.に至った場合には、不適合管理を行った上で、是正処置を講じる。</p> <p>a. 保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合</p> <p>b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>(3) 組織は、(1)および(2)の活動を第203条に基づき実施する。</p> <p>10. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a. 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c. トラブルなど運転経験</p> <p>d. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>e. リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、6.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a. 点検および取替結果の評価</p> <p>b. 劣化トレンドによる評価</p> <p>c. 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d. 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。</p> <p>11. 施設管理の有効性評価</p>	<p>b. 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法および管理基準</p> <p>c. 点検の実施時期</p> <p>7. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、6.で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、第307条の2による設計管理および第307条の3による作業管理を実施する。</p> <p>(3) 組織は、保全の結果について記録する。</p> <p>8. 保全の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統および機器の保全の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期<sup>*4</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、原子炉施設の使用を開始するために、所定の機能を発揮しうる状態にあることを検証するため、事業者検査を実施する。</p> <p>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることを、所定の時期<sup>*5</sup>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>※4：所定の時期とは、所定の機能が要求される時またはあらかじめ計画された保全の完了時をいう。</p> <p>9. 不適合管理、是正処置および未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し、以下の a.および b.の状態に至らないよう通常と異なる状態を監視・検知し、必要な是正処置を講じるとともに、以下の a.および b.に至った場合には、不適合管理を行った上で、是正処置を講じる。</p> <p>a. 保全を実施した構築物、系統および機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合</p> <p>b. 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、保全が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p>(2) 組織は、他の原子力施設の運転経験等の知見を基に、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らし、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>(3) 組織は、(1)および(2)の活動を第203条に基づき実施する。</p> <p>10. 保全の有効性評価</p> <p>組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期および内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a. 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b. 保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c. トラブルなど運転経験</p> <p>d. 他プラントのトラブルおよび経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>e. リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統および機器の保全方式を変更する場合には、6.1に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統および機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a. 点検および取替結果の評価</p> <p>b. 劣化トレンドによる評価</p> <p>c. 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d. 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠および必要となる改善内容について記録する。</p> <p>11. 施設管理の有効性評価</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(1) 組織は、10.の保全の有効性評価の結果および1.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果およびその根拠ならびに改善内容について記録する。</p> <p>12. 構成管理 組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</p> <p>(1) 設計要件（第203条7.2.1に示す個別業務等要求事項のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第307条の2の設計に対する要求事項をいう。）</p> <p>(2) 施設構成情報（第203条4.2.1に示す文書のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものを示す図書および情報」をいう。）</p> <p>(3) 物理的構成（実際の構築物、系統および機器をいう。）</p> <p>13. 情報共有 組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。</p>	<p>(1) 組織は、10.の保全の有効性評価の結果および1.の施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、施設管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、施設管理の有効性評価の結果およびその根拠ならびに改善内容について記録する。</p> <p>12. 構成管理 組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</p> <p>(1) 設計要件（第203条7.2.1に示す個別業務等要求事項のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第307条の2の設計に対する要求事項をいう。）</p> <p>(2) 施設構成情報（第203条4.2.1に示す文書のうち、「構築物、系統および機器がどのようなものを示す図書および情報」をいう。）</p> <p>(3) 物理的構成（実際の構築物、系統および機器をいう。）</p> <p>13. 情報共有 組織は、保全を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と情報共有を行う。</p>	

変更前	変更後	理由
<p>(設計管理)</p> <p>第307条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計または過去に実施した設計結果の変更該当するかどうかを判断する。</p> <p>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第203条7.3に従って実施する。</p> <p>(1) 保全の結果の反映および既設設備への影響の考慮を含む、機能および性能に関する要求事項</p> <p>(2) 「技術基準規則」の規定および原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</p> <p>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(4) 設計開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>3. 本条における設計管理には、第307条の3に定める作業管理および第307条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</p>	<p>(設計管理)</p> <p>第307条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計または過去に実施した設計結果の変更該当するかどうかを判断する。</p> <p>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第203条7.3に従って実施する。</p> <p>(1) 保全の結果の反映および既設設備への影響の考慮を含む、機能および性能に関する要求事項</p> <p>(2) 「技術基準規則」の規定および原子炉設置（変更）許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</p> <p>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>(4) 設計開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>3. 本条における設計管理には、第307条の3に定める作業管理および第307条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(作業管理)</p> <p>第307条の3 組織は、第307条の2の設計管理の結果に従い工事を実施する。</p> <p>2. 組織は、原子炉施設の点検および工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 他の原子炉施設および周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷および劣化の防止</li> <li>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</li> <li>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</li> <li>(4) 作業工程の管理</li> <li>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</li> <li>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</li> <li>(7) 第7章に基づく放射線管理</li> </ul> <p>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、または外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項および第213条による巡視を定期的に行う。</p>	<p>(作業管理)</p> <p>第307条の3 組織は、第307条の2の設計管理の結果に従い工事を実施する。</p> <p>2. 組織は、原子炉施設の点検および工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 他の原子炉施設および周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷および劣化の防止</li> <li>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</li> <li>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</li> <li>(4) 作業工程の管理</li> <li>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</li> <li>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</li> <li>(7) 第7章に基づく放射線管理</li> </ul> <p>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、または外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項および第213条による巡視を定期的に行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(使用前事業者検査の実施)</p> <p>第307条の4 所長は、設計および工事の計画の認可または設計および工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置または変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「技術基準規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が次の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>a. 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b. 「技術基準規則」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a.および b.の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設置または変更の工事の調達における供給者の中で、当該工事を実施した組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：使用前事業者検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象および以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 構造、強度および漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b. 機能および性能を確認するために十分な方法</p> <p>c. その他設置または変更の工事がその設計および工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p>	<p>(使用前事業者検査の実施)</p> <p>第307条の4 所長は、設計および工事の計画の認可または設計および工事の計画の届出（以下、本条において「設工認」という。）の対象となる原子炉施設について、設置または変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「技術基準規則」へ適合することを確認するための使用前事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書*1を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が次の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>a. 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b. 「技術基準規則」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a.および b.の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置または変更の工事を実施した組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設置または変更の工事の調達における供給者の中で、当該工事を実施した組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：使用前事業者検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象および以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 構造、強度および漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b. 機能および性能を確認するために十分な方法</p> <p>c. その他設置または変更の工事がその設計および工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p>	<p>理由</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後	理由
<p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第307条の5 所長は、原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事または点検の調達における供給者の中で、当該工事または点検を実施する組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗および異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>b. 試運転その他の機能および作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>c. a. b.による方法のほか、技術基準規則に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	<p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第307条の5 所長は、原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを定期に確認するための定期事業者検査を統括する。</p> <p>2. 所長は、第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者を検査実施責任者として指名する。</p> <p>3. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「技術基準規則」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目ごとの判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目ごとの判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>4. 検査実施責任者は、検査項目ごとの判定業務を検査担当者に行わせることができる。このとき、検査担当者として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たす者を指名する。</p> <p>(1) 第204条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の施設管理を実施する組織以外の者</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事または点検の調達における供給者の中で、当該工事または点検を実施する組織以外の者</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の当該検査業務に係る役務の供給者</p> <p>5. 検査実施責任者は、検査内容および検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者および前項に規定する検査担当者の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>6. 各課長は、第3項および第4項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a. 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗および異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>b. 試運転その他の機能および作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>c. a. b.による方法のほか、技術基準規則に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	<p>変更なし</p>
<p><a href="#">第308条 欠番</a></p>		<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第9章 緊急時の措置</b></p> <p>（原子力防災組織）</p> <p><b>第309条</b> 防災課長は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災課長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。（以下、本章において同じ。）</p>	<p style="text-align: center;"><b>第9章 緊急時の措置</b></p> <p>（原子力防災組織）</p> <p><b>第308条</b> 防災課長は、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、防災課長は、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。（以下、本章において同じ。）</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(原子力防災組織の要員)  <a href="#">第310条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(原子力防災組織の要員)  <a href="#">第308条の2</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由																										
<p>(緊急作業従事者の選定)  <b>第310条の2</b> 防災課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業従事者を選定し、所長の承認を得る。                      (1) <b>表310の2</b>の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者。                      (2) <b>表310の2</b>の緊急作業についての訓練を受けた者。                      (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p>	<p>(緊急作業従事者の選定)  <b>第308条の3</b> 防災課長は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者に限る。）から、緊急作業従事者を選定し、所長の承認を得る。                      (1) <b>表308の3</b>の緊急作業についての教育を受けた上で、緊急作業に従事する意思がある旨を、社長に書面で申し出た者。                      (2) <b>表308の3</b>の緊急作業についての訓練を受けた者。                      (3) 実効線量について250ミリシーベルトを線量限度とする緊急作業に従事する者にあつては、原子力災害対策特別措置法第8条第3項に規定する原子力防災要員、同法第9条第1項に規定する原子力防災管理者または同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化</p>																										
<p><b>表310の2</b></p> <table border="1" data-bbox="136 470 983 798"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設および設備の取扱い<sup>※1</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	訓練	緊急作業の方法	3時間以上	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い <sup>※1</sup>	3時間以上	<p><b>表308の3</b></p> <table border="1" data-bbox="1032 470 1879 798"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">教育</td> <td>緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設および設備の取扱い<sup>※1</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table>	分類	項目	時間	教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	訓練	緊急作業の方法	3時間以上	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い <sup>※1</sup>	3時間以上	
分類	項目	時間																										
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上																										
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																										
訓練	緊急作業の方法	3時間以上																										
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い <sup>※1</sup>	3時間以上																										
分類	項目	時間																										
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能および使用方法等）	3時間以上																										
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法および被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																										
訓練	緊急作業の方法	3時間以上																										
	緊急作業で使用する施設および設備の取扱い <sup>※1</sup>	3時間以上																										
<p>※1：兼用できる訓練                      ・ <b>第217条の2</b>第1項、<b>第313条</b>、<b>第319条</b>および第1編の<b>第17条の2</b>第1項、<b>第113条</b>、<b>第119条</b>のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練</p>	<p>※1：兼用できる訓練                      ・ <b>第217条の9</b>第1項、<b>第311条</b>、<b>第317条</b>ならびに第1編の<b>第17第1項</b>および<b>第5項</b>、<b>第17条の7</b>第3項、<b>第17条の8</b>第1項、<b>第17条の9</b>第1項、<b>第111条</b>、<b>第117条</b>のうち、緊急作業で使用する施設および設備の取扱いに関する訓練</p>																											

変更前	変更後	理由
<p>(原子力防災資機材の整備)</p> <p><a href="#">第311条</a> 各課長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 防災課長および発電管理課長は、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定および改定にあたっては、第207条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>(原子力防災資機材の整備)</p> <p><a href="#">第309条</a> 各課長は、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p> <p>2. 防災課長および発電管理課長は、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定および改定にあたっては、第207条第2項に基づき、運営委員会の確認を得る。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(通報経路)  <u>第312条</u> 防災課長は、<u>緊急事態</u>が発生した場合の社内および国、県、市、町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>(通報経路)  <u>第310条</u> 防災課長は、<u>警戒事態該当事象が発生した場合または特定事象</u>が発生した場合の社内および国、県、市、町等の社外関係機関との<u>連絡経路または</u>通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時演習)  <a href="#">第3.1.3条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>(緊急時演習)  <a href="#">第3.1.1条</a> 防災課長は、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(通報)</p> <p><a href="#">第314条</a> 発電課長等は、<a href="#">原子炉施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第312条</a>に定める<a href="#">通報経路</a>にしたがって、所長に<a href="#">通報</a>する。</p> <p>2. 所長は、<a href="#">緊急事態</a>の発生について<a href="#">通報</a>を受け、<a href="#">または</a>自ら発見した場合は、<a href="#">第312条</a>に定める<a href="#">通報経路</a>にしたがって、社内および社外関係機関に通報する。</p>	<p>(通報)</p> <p><a href="#">第312条</a> 発電課長等は、<a href="#">警戒事態該当事象が発生した場合または特定事象が発生した場合</a>は、<a href="#">第310条</a>に定める<a href="#">経路</a>にしたがって、所長に<a href="#">報告</a>する。</p> <p>2. 所長は、<a href="#">警戒事態該当事象の発生または特定事象</a>の発生について<a href="#">報告</a>を受け、<a href="#">もしくは</a>自ら発見した場合は、<a href="#">第310条</a>に定める<a href="#">経路</a>にしたがって、社内および社外関係機関に<a href="#">連絡または</a>通報する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時体制の発令)  <u>第315条</u> 所長は、<u>緊急事態が発生</u>した場合は、<u>緊急時体制</u>を発令して、原子力防災組織の要員を<u>招集</u>し、発電所に緊急時対策本部を設置する。</p>	<p>(緊急体制の発令)  <u>第313条</u> 所長は、<u>警戒事態該当事象の発生または特定事象の発生について報告を受け、もしくは自ら発見</u>した場合は、<u>緊急体制</u>を発令して、原子力防災組織の要員を<u>招集</u>し、発電所に緊急時対策本部を設置する。<u>所長は、緊急体制を発令した場合は、直ちに原子力部長に報告する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(応急措置)</p> <p><b>第316条</b> 本部長は、原子力防災組織を統括し、<b>緊急事態</b>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備および避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置</li> </ul>	<p>(応急措置)</p> <p><b>第314条</b> 本部長は、原子力防災組織を統括し、<b>緊急体制を発令した場合</b>において次の応急措置を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 警備および避難誘導</li> <li>(2) 放射能影響範囲の推定</li> <li>(3) 医療活動</li> <li>(4) 消火活動</li> <li>(5) 汚染拡大の防止</li> <li>(6) 線量評価</li> <li>(7) 応急復旧</li> <li>(8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時における活動)  <a href="#">第317条</a> 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、<a href="#">第316条</a>で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>(緊急時における活動)  <a href="#">第315条</a> 原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、<a href="#">第314条</a>で定める応急措置を継続実施する。</p>	<p>記載の適正化</p>



変更前	変更後	理由												
<p>(緊急作業従事者の線量管理等)  <u>第317条の2</u> 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。                      (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を<u>表317の2</u>に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。                      (2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。                      2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p><u>表317の2</u></p> <table border="1" data-bbox="136 459 770 627"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>(緊急作業従事者の線量管理等)  <u>第315条の2</u> 本部長は、緊急作業従事者が緊急作業期間中に受ける線量を可能な限り低減するため、次の事項を実施する。                      (1) 緊急作業従事者が緊急作業に従事する期間中の実効線量および等価線量を<u>表315の2</u>に定める項目および頻度に基づき評価するとともに、法令に定める線量限度を超えないように被ばく線量の管理を実施する。                      (2) 原子炉施設の状況および作業内容を考慮し、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置を講じる。                      2. 本部長は、緊急作業従事者に対し、緊急作業期間中および緊急作業に係る業務から離れる際、医師による健康診断を実施する。</p> <p><u>表315の2</u></p> <table border="1" data-bbox="1032 459 1666 627"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> <tr> <td>内部被ばくによる線量</td> <td>1ヶ月<sup>※1</sup>に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：毎月1日を始期とする。</p>	項目	頻度	外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回	<p>記載の適正化</p>
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
項目	頻度													
外部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													
内部被ばくによる線量	1ヶ月 <sup>※1</sup> に1回													

変更前	変更後	理由
<p>(緊急時体制の解除)  <u>第318条</u> 本部長は、事象が収束し、<u>緊急時体制</u>を継続する必要がなくなった場合は、<u>緊急時体制</u>を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<p>(緊急体制の解除)  <u>第316条</u> 本部長は、事象が収束し、<u>緊急体制</u>を継続する必要がなくなった場合は、<u>緊急体制</u>を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><b>第10章 保安教育</b></p> <p>(所員への保安教育)</p> <p><b>第319条</b> 原子炉施設の廃止措置を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容とその見直し頻度等を定めた「保安教育実施要領書」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 技術課長は、毎年度、原子炉施設の廃止措置を行う所員への保安教育実施計画を<b>表319-1, 2, 3</b>の実施方針に基づいて作成し、廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>(2) 技術課長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。技術課長は、年度毎に実施結果を所長へ報告する。</p> <p>ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 各課長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第10章 保安教育</b></p> <p>(所員への保安教育)</p> <p><b>第317条</b> 原子炉施設の廃止措置を行う所員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容とその見直し頻度等を定めた「保安教育実施要領書」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 技術課長は、毎年度、原子炉施設の廃止措置を行う所員への保安教育実施計画を<b>表317-1, 2, 3</b>の実施方針に基づいて作成し、廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>(2) 技術課長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第207条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(3) 各課長は、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。技術課長は、年度毎に実施結果を所長へ報告する。</p> <p>ただし、各課長が、定められた基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>(4) 各課長は、保安教育の具体的な内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

理由

表319-1

表317-1

社員への保安教育実施方針（総括表）

社員への保安教育実施方針（総括表）

記載の適正化

Table with columns for '保安教育の内容' (Security Education Content), '対象者と教育時間' (Target and Education Time), and '実施時期' (Implementation Period). It details various training topics like radiation safety, emergency response, and waste management for different employee groups.

Table with columns for '保安教育の内容' (Security Education Content), '対象者と教育時間' (Target and Education Time), and '実施時期' (Implementation Period). It details various training topics like radiation safety, emergency response, and waste management for different employee groups.

※1: 各課長が所長により別途承認された基準にない。各項目の全部または一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められる者については、該当する教育については実施しない。

※1: 各課長が所長により別途承認された基準にない。各項目の全部または一部について十分な知識及び技能を有しているものと認められる者については、該当する教育については実施しない。





変更前	変更後	理由
<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p><b>第320条</b> 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が表320の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会い、その結果を総務課長に報告する。</p> <p>ただし、総務課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が表320の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会い、その結果を放射線管理課長に報告する。</p> <p>ただし、放射線管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電管理課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表319-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>4. 発電管理課長は、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、発電管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>5. 原子燃料課長は、燃料の取扱いに関する業務の補助を協力が社が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表319-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料の取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>6. 原子燃料課長は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、原子燃料課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p>	<p>(協力企業従業員への保安教育)</p> <p><b>第318条</b> 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が表318の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会い、その結果を総務課長に報告する。</p> <p>ただし、総務課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2. 放射線管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が表318の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各課長は、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会い、その結果を放射線管理課長に報告する。</p> <p>ただし、放射線管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3. 発電管理課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表317-1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>4. 発電管理課長は、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、発電管理課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>5. 原子燃料課長は、燃料の取扱いに関する業務の補助を協力が社が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表317-1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料の取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を廃止措置主任者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>6. 原子燃料課長は、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、原子燃料課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。</p>	<p>記載の適正化</p>

保安教育実施方針(協力企業)

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者	実施時期	対象者
	中分類 (実施形態・実施の位置)	内 容				
(1)発電所入所時に安全上必要となる教育	放射線管理に関する教育※1	放射線管理に関する教育	作業中の安全管理 作業中の安全管理 作業中の安全管理 作業中の安全管理	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者	実施時期	対象者
	中分類 (実施形態・実施の位置)	内 容				
(2)放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外

表3.2.0

変更前

女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表(2022年度 東北電原運第4号)

変更後

保安教育実施方針(協力企業)

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者	実施時期	対象者
	中分類 (実施形態・実施の位置)	内 容				
(1)発電所入所時に安全上必要となる教育	放射線管理に関する教育※1	放射線管理に関する教育	作業中の安全管理 作業中の安全管理 作業中の安全管理 作業中の安全管理	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者	実施時期	対象者
	中分類 (実施形態・実施の位置)	内 容				
(2)放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外
	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者に対する教育	放射線業務従事者	放射線業務従事者	放射線業務従事者以外

表3.1.8

理由

記載の適正化

①:作業中の安全管理  
②:作業中の安全管理  
③:作業中の安全管理  
④:作業中の安全管理  
⑤:作業中の安全管理  
⑥:作業中の安全管理  
⑦:作業中の安全管理  
⑧:作業中の安全管理  
⑨:作業中の安全管理  
⑩:作業中の安全管理  
⑪:作業中の安全管理  
⑫:作業中の安全管理  
⑬:作業中の安全管理  
⑭:作業中の安全管理  
⑮:作業中の安全管理  
⑯:作業中の安全管理  
⑰:作業中の安全管理  
⑱:作業中の安全管理  
⑲:作業中の安全管理  
⑳:作業中の安全管理  
㉑:作業中の安全管理  
㉒:作業中の安全管理  
㉓:作業中の安全管理  
㉔:作業中の安全管理  
㉕:作業中の安全管理  
㉖:作業中の安全管理  
㉗:作業中の安全管理  
㉘:作業中の安全管理  
㉙:作業中の安全管理  
㉚:作業中の安全管理  
㉛:作業中の安全管理  
㉜:作業中の安全管理  
㉝:作業中の安全管理  
㉞:作業中の安全管理  
㉟:作業中の安全管理  
㊱:作業中の安全管理  
㊲:作業中の安全管理  
㊳:作業中の安全管理  
㊴:作業中の安全管理  
㊵:作業中の安全管理  
㊶:作業中の安全管理  
㊷:作業中の安全管理  
㊸:作業中の安全管理  
㊹:作業中の安全管理  
㊺:作業中の安全管理  
㊻:作業中の安全管理  
㊼:作業中の安全管理  
㊽:作業中の安全管理  
㊾:作業中の安全管理  
㊿:作業中の安全管理



変更前

変更後

理由

第11章 記録および報告

第11章 記録および報告

- (記録)  
**第321条** 各課長は、**表321-1**に定める保安に関する記録のうち、1. の記録を保存し、2. から26. の記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 2. 各課長は、**表321-2**および**表321-3**に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 3. 組織は、**表321-4**に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 4. 各課長は、**表321-5**に定める保安に関する記録を保存する。

- (記録)  
**第319条** 各課長は、**表319-1**に定める保安に関する記録のうち、1. の記録を保存し、2. から26. の記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 2. 各課長は、**表319-2**および**表319-3**に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 3. 組織は、**表319-4**に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。  
 4. 各課長は、**表319-5**に定める保安に関する記録を保存する。

記載の適正化

表321-1

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時点までの期間
2. 施設管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 保全の結果（安全上重要な機器等の工事については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 保全の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 不適合管理、是正処置、未然防止処置およびその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
3. 施設管理方針、施設管理目標および施設管理実施計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 施設管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標または施設管理実施計画の改定までの期間
4. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	5年間
5. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間
6. 使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日1回	10年間

表319-1

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時点までの期間
2. 施設管理の実施状況およびその担当者の氏名 (1) 保全活動管理指標の監視結果およびその担当者の氏名 (2) 保全の結果（安全上重要な機器等の工事については、法令に基づく必要な手続きの要否の確認結果を含む。）およびその担当者の氏名 (3) 保全の結果の確認・評価およびその担当者の氏名 (4) 不適合管理、是正処置、未然防止処置およびその担当者の氏名	施設管理の実施の都度	施設管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
3. 施設管理方針、施設管理目標および施設管理実施計画の評価の結果およびその評価の担当者の氏名 (1) 保全の有効性評価およびその担当者の氏名 (2) 施設管理の有効性評価およびその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標または施設管理実施計画の改定までの期間
4. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置または配置替えの都度	5年間
5. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間
6. 使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日1回	10年間

変更前			変更後			理由
記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	
7. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度 にあつては毎日 1回、3月間の平均 濃度にあつては 3月ごとに1回	10年間	7. 放射性廃棄物の排気口または排気監視設備および排水口または排水監視設備における放射性物質の1日間および3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度 にあつては毎日 1回、3月間の平均 濃度にあつては 3月ごとに1回	10年間	
8. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	8. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度および放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	
9. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※2の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることになった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※3	9. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※2の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日および1月1日を始期とする各3月間の線量ならびに本人の申出等により妊娠の事実を知ることになった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※3	
10. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会 が定める5年間に おいて毎年度1回	※3	10. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会 が定める5年間に おいて毎年度1回	※3	
11. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※3	11. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期および終期ならびに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※3	
12. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該 業務に就く時	※3	12. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴および原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	そのものが当該 業務に就く時	※3	
13. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間	13. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類ならびにその運搬の日時および経路	運搬の都度	1年間	
14. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	廃棄の都度	※4	14. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、または容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量および比重ならびにその廃棄の日、場所および方法	廃棄の都度	※4	
15. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化 の都度	※4	15. 放射性廃棄物を容器に封入し、または容器に固型化した場合には、その方法	封入または固型化 の都度	※4	
16. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止 および除去の都度	1年間	16. 放射性物質による汚染の広がりの防止および除去を行った場合には、その状況および担当者の氏名	広がりの防止 および除去の都度	1年間	

変更前			変更後			理由																														
記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合※1	保存期間	記載の適正化																														
17. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※4	17. 事故の発生および復旧の日時	その都度	※4																															
18. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※4	18. 事故の状況および事故に際して採った処置	同上	※4																															
19. 事故の原因	同上	※4	19. 事故の原因	同上	※4																															
20. 事故後の処置	同上	※4	20. 事故後の処置	同上	※4																															
21. 風向および風速	連続して	10年間	21. 風向および風速	連続して	10年間																															
22. 降雨量	同上	10年間	22. 降雨量	同上	10年間																															
23. 大気温度	同上	10年間	23. 大気温度	同上	10年間																															
24. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	24. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間																															
25. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間	25. 保安教育の実施日時、項目および受けた者の氏名	実施の都度	3年間																															
26. 廃止措置に係る工事方法、時期および対象となる原子炉施設の設備の名称	廃止措置計画に記載された工事工程の終了の都度	※4	26. 廃止措置に係る工事方法、時期および対象となる原子炉施設の設備の名称	廃止措置計画に記載された工事工程の終了の都度	※4																															
<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の交換により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※3：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。</p> <p>※4：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。</p>			<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検・故障または消耗品の交換により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：妊娠不能と診断された者および妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※3：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合またはその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。</p> <p>※4：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。</p>																																	
<p><a href="#">表321-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第14条の3条に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 使用前事業者検査の結果</td> <td rowspan="11">当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間</td> </tr> <tr> <td>(1) 検査年月日</td> </tr> <tr> <td>(2) 検査の対象</td> </tr> <tr> <td>(3) 検査の方法</td> </tr> <tr> <td>(4) 検査の結果</td> </tr> <tr> <td>(5) 検査を行った者の氏名</td> </tr> <tr> <td>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</td> </tr> <tr> <td>(7) 検査の実施に係る組織</td> </tr> <tr> <td>(8) 検査の実施に係る工程管理</td> </tr> <tr> <td>(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</td> </tr> <tr> <td>(10) 検査記録の管理に関する事項</td> </tr> <tr> <td>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</td> </tr> </tbody> </table>			記録（実用炉規則第14条の3条に基づく記録）	保存期間	1. 使用前事業者検査の結果		当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間	(1) 検査年月日	(2) 検査の対象	(3) 検査の方法	(4) 検査の結果	(5) 検査を行った者の氏名	(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容	(7) 検査の実施に係る組織	(8) 検査の実施に係る工程管理	(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項	(10) 検査記録の管理に関する事項	(11) 検査に係る教育訓練に関する事項	<p><a href="#">表319-2</a></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 使用前事業者検査の結果</td> <td rowspan="11">当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間</td> </tr> <tr> <td>(1) 検査年月日</td> </tr> <tr> <td>(2) 検査の対象</td> </tr> <tr> <td>(3) 検査の方法</td> </tr> <tr> <td>(4) 検査の結果</td> </tr> <tr> <td>(5) 検査を行った者の氏名</td> </tr> <tr> <td>(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容</td> </tr> <tr> <td>(7) 検査の実施に係る組織</td> </tr> <tr> <td>(8) 検査の実施に係る工程管理</td> </tr> <tr> <td>(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項</td> </tr> <tr> <td>(10) 検査記録の管理に関する事項</td> </tr> <tr> <td>(11) 検査に係る教育訓練に関する事項</td> </tr> </tbody> </table>			記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間	1. 使用前事業者検査の結果	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間	(1) 検査年月日	(2) 検査の対象	(3) 検査の方法	(4) 検査の結果	(5) 検査を行った者の氏名	(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容	(7) 検査の実施に係る組織	(8) 検査の実施に係る工程管理	(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項	(10) 検査記録の管理に関する事項	(11) 検査に係る教育訓練に関する事項
記録（実用炉規則第14条の3条に基づく記録）	保存期間																																			
1. 使用前事業者検査の結果	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間																																			
(1) 検査年月日																																				
(2) 検査の対象																																				
(3) 検査の方法																																				
(4) 検査の結果																																				
(5) 検査を行った者の氏名																																				
(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容																																				
(7) 検査の実施に係る組織																																				
(8) 検査の実施に係る工程管理																																				
(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項																																				
(10) 検査記録の管理に関する事項																																				
(11) 検査に係る教育訓練に関する事項																																				
記録（実用炉規則第14条の3に基づく記録）	保存期間																																			
1. 使用前事業者検査の結果	当該使用前事業者検査に係る原子炉施設の存続する期間																																			
(1) 検査年月日																																				
(2) 検査の対象																																				
(3) 検査の方法																																				
(4) 検査の結果																																				
(5) 検査を行った者の氏名																																				
(6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容																																				
(7) 検査の実施に係る組織																																				
(8) 検査の実施に係る工程管理																																				
(9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項																																				
(10) 検査記録の管理に関する事項																																				
(11) 検査に係る教育訓練に関する事項																																				

変更前		変更後		理由								
<p><u>表321-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第57条に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 定期事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間		1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	<p><u>表319-3</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>記録（実用炉規則第57条に基づく記録）</th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 定期事業者検査の結果                      (1) 検査年月日                      (2) 検査の対象                      (3) 検査の方法                      (4) 検査の結果                      (5) 検査を行った者の氏名                      (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容                      (7) 検査の実施に係る組織                      (8) 検査の実施に係る工程管理                      (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項                      (10) 検査記録の管理に関する事項                      (11) 検査に係る教育訓練に関する事項                 </td> <td>その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間</td> </tr> </tbody> </table>		記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間	1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間
記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間											
1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間											
記録（実用炉規則第57条に基づく記録）	保存期間											
1. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間											

変更前

変更後

理由

表3 2 1 - 4 ※5

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第203条品質マネジメントシステム計画の4.2.1(1)から(4)に定める文書（記録を除く。）	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
2. 品管規則の要求事項に基づき作成する次の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録		
(2) 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録		
(3) 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録（本項の他に定めるものを除く。）		
(4) 個別業務等要求事項の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(5) 設計開発に用いる情報に係る記録		
(6) 設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録		
(7) 設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(8) 設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(9) 設計開発の変更に係る記録		
(10) 設計開発の変更の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録		
(11) 供給者の評価の結果の記録、および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録	作成の都度	5年
(12) 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認の結果の記録		
(13) 機器等または個別業務に関するトレーサビリティの記録		
(14) 組織の外部の者の物品を所持している場合の記録		
(15) 当該計量の標準が存在しない場合における、校正または検証の根拠の記録		
(16) 監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合における、従前の監視測定の結果の妥当性を評価した記録		
(17) 監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録		
(18) 内部監査結果の記録		
(19) 使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録		
(20) プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録		
(21) 不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録		
(22) 講じたすべての是正処置およびその結果の記録		
(23) 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録		

※5：表3 2 1 - 1、表3 2 1 - 2および表3 2 1 - 3を適用する場合は、本表を適用しない。

表3 1 9 - 4 ※5

記録（実用炉規則第67条に基づく記録）	記録すべき場合	保存期間
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書		
第203条品質マネジメントシステム計画の4.2.1(1)から(4)に定める文書（記録を除く。）	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間
2. 品管規則の要求事項に基づき作成する次の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録		
(2) 要員の力量および教育訓練その他の措置に係る記録		
(3) 個別業務に必要なプロセスおよび当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録（本項の他に定めるものを除く。）		
(4) 個別業務等要求事項の審査の結果の記録および当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(5) 設計開発に用いる情報に係る記録		
(6) 設計開発レビューの結果の記録および当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録		
(7) 設計開発の検証の結果の記録および当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(8) 設計開発妥当性確認の結果の記録および当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録		
(9) 設計開発の変更に係る記録		
(10) 設計開発の変更の審査、検証および妥当性確認の結果の記録およびその結果に基づき講じた措置に係る記録		
(11) 供給者の評価の結果の記録、および当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録	作成の都度	5年
(12) 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認の結果の記録		
(13) 機器等または個別業務に関するトレーサビリティの記録		
(14) 組織の外部の者の物品を所持している場合の記録		
(15) 当該計量の標準が存在しない場合における、校正または検証の根拠の記録		
(16) 監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合における、従前の監視測定の結果の妥当性を評価した記録		
(17) 監視測定のための設備の校正および検証の結果の記録		
(18) 内部監査結果の記録		
(19) 使用前事業者検査等または自主検査等の結果に係る記録		
(20) プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録		
(21) 不適合の内容の記録および当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録		
(22) 講じたすべての是正処置およびその結果の記録		
(23) 講じたすべての未然防止処置およびその結果の記録		

※5：表3 1 9 - 1、表3 1 9 - 2および表3 1 9 - 3を適用する場合は、本表を適用しない。

記載の適正化

変更前

変更後

理由

表321-5

記録項目	保存期間
1. 熱出力	10年間
2. 炉心の中性子束密度	10年間
3. 炉心の温度	10年間
4. 冷却材入口温度	10年間
5. 冷却材出口温度	10年間
6. 冷却材圧力	10年間
7. 冷却材流量	10年間
8. 制御棒位置	1年間
9. 再結合装置内の温度	1年間
10. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	1年間
11. 原子炉内における燃料体の配置	取出後10年間
12. 警報装置から発せられた警報の内容※6	1年間
13. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびに、これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	1年間
14. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	取出後10年間
15. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	10年間
16. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	※7
17. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	※7
18. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間

表319-5

記録項目	保存期間
1. 熱出力	10年間
2. 炉心の中性子束密度	10年間
3. 炉心の温度	10年間
4. 冷却材入口温度	10年間
5. 冷却材出口温度	10年間
6. 冷却材圧力	10年間
7. 冷却材流量	10年間
8. 制御棒位置	1年間
9. 再結合装置内の温度	1年間
10. 原子炉に使用している冷却材および減速材の純度ならびにこれらの毎日の補給量	1年間
11. 原子炉内における燃料体の配置	取出後10年間
12. 警報装置から発せられた警報の内容※6	1年間
13. 運転責任者の氏名および運転員の氏名ならびに、これらの者の交代の日時および交代時の引継事項	1年間
14. 燃料体の形状または性状に関する検査の結果	取出後10年間
15. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	10年間
16. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価の結果	※7
17. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価の結果	※7
18. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において協力した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	その原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間

記載の適正化

※6：「警報装置から発せられた警報」とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。

※7：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

※6：「警報装置から発せられた警報」とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第47条第1項および第2項に規定する範囲の警報をいう。

※7：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

変更前	変更後	理由
<p>(報告)</p> <p><u>第322条</u> 各課長は、次に定める事項について直ちに所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合（第274条）。</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第289条、第290条）。</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第302条）。</p> <p>(4) 実用炉規則第134条第3号<sup>※1</sup>、第4号<sup>※1</sup>、第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合。</p> <p>2. 所長および廃止措置主任者は、前項に定める事項が発生した場合、「故障・トラブル時等の対応手順書」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、原子力部長に報告する。</p> <p>3. 原子力部長は、第2項の連絡を受けた場合、「原子力発電所故障・トラブル時の情報連絡・対応の手引き」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、社長に報告する。</p> <p>※1：新燃料貯蔵設備，使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。</p>	<p>(報告)</p> <p><u>第320条</u> 各課長は、次に定める事項について直ちに所長および廃止措置主任者に報告する。</p> <p>(1) 施設運用上の基準を満足していないと判断した場合（第274条）。</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第289条、第290条）。</p> <p>(3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第302条）。</p> <p>(4) 実用炉規則第134条第3号<sup>※1</sup>、第4号<sup>※1</sup>、第6号から第12号および第14号に定める報告事象が生じた場合。</p> <p>2. 所長および廃止措置主任者は、前項に定める事項が発生した場合、「故障・トラブル時等の対応手順書」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、原子力部長に報告する。</p> <p>3. 原子力部長は、第2項の連絡を受けた場合、「原子力発電所故障・トラブル時の情報連絡・対応の手引き」（不在時および休日・夜間における報告方法を含む。）に基づき、社長に報告する。</p> <p>※1：新燃料貯蔵設備，使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p>附 則（平成26年6月24日 原規規発第1406241号）</p> <p>（施行期日）</p> <p>第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。ただし、原子力規制委員会の認可を受けた後、第4条および第5条については、第4条 図4の組織への改正を行う日から、また添付2の管理区域図のうち固体廃棄物貯蔵所については、固体廃棄物貯蔵所（固体廃棄物貯蔵所増設工事）に係る使用前検査合格証の受領日から、それぞれ施行する。</p> <p>2. 第62条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または大容量電源装置を非常用発電機とみなすことができる。</p> <p>附 則（2021年5月18日 原規規発第2105182号）</p> <p>（施行期日）</p> <p>第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた後、第4条 図4および第204条 図204の発電所の保安に関する組織への変更を行う日から施行する。</p>	<p>附 則（ 年 月 日 原規規発第 号）</p> <p>（施行期日）</p> <p>第1条 本規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。</p> <p>2. 本規定施行の際、各原子炉施設に係る規定については、各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。なお、第8条（原子炉主任技術者の選任）、第12条（運転員等の確保）、第17条（火災発生時の体制の整備）、第17条の2（内部漏水発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）、第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備（2号炉））、第17条の6（資機材等の整備（2号炉））、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備（2号炉））および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備（2号炉））については、教育訓練に係る規定を除き2号炉の発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期における各原子炉施設に係る使用前事業者検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。ただし、それ以降に実施する使用前事業者検査の対象となる設備に係る規定については当該検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>3. 3号炉については、原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う関係規則の整備に関する規則の施行に伴う原子炉設置変更の許可および原子炉施設保安規定変更の施行までの間、原子炉への燃料の装荷は行わない。</p> <p>4. 第60条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号炉の非常用ディーゼル発電機または大容量電源装置を非常用発電設備とみなすことができる。</p>	<p>変更に伴う附則の追加</p>



変更前	変更後	理由
<p>添付1-1 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順 （第78条関連）</p>	<p>添付1-1 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順 （第78条関連）</p>	

変更前

変更後

理由

(なし)

原子炉がスクラムした場合の運転操作手順（2号炉）

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

なお、この操作手順を使用する際には、発電課長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。また、添付1-3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」の重大事故等の発生および拡大防止に必要な措置の運用手順等に表示された各操作手順については、その対応手段等に該当した場合に使用する。



原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後	理由
	<p>また、発電課長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</p> <p><u>(1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</u></p> <p><u>(2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</u></p> <p><u>(3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源および非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</u></p> <p><u>(4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性および注入の有無等を確認する。</u></p> <p><u>(5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</u></p> <p><u>(6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</u></p> <p><u>(7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</u></p> <p><u>(8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</u></p> <p><u>(9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由		
	<p><u>表1</u></p> <p><u>1. 原子炉制御</u> <u>(1) スクラム</u></p> <p><u>①目的</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を停止する。</li> <li>・十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む）</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1025 371 1872 475"> <tr> <td data-bbox="1025 371 1451 475"> <p><u>②導入条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>・手動スクラムした場合</li> <li>・各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1451 371 1872 475"> <p><u>③脱出条件</u></p> </td> </tr> </table> <p><u>④基本的な考え方</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。</li> <li>・二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。</li> <li>・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。</li> <li>・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> </ul> <p><u>⑤主な監視操作内容</u></p> <p><u>A. 原子炉出力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。</li> <li>・全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>・平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>・全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。</li> <li>・全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>・全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ペント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。</li> <li>・平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><u>B. 原子炉水位</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位を確認する。</li> <li>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>・タービン駆動給水ポンプを停止し<sup>*</sup>、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>・給復水系（主復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要）</li> </ul>	<p><u>②導入条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>・手動スクラムした場合</li> <li>・各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><u>③脱出条件</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><u>②導入条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>・手動スクラムした場合</li> <li>・各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><u>③脱出条件</u></p>			

変更前	変更後	理由
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。</li> <li>・給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>・原子炉水位を連続的に監視する。</li> <li>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</li> </ul> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>・原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>・原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また、主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. 電源・タービン</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。</li> <li>・タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>・所内電源系が確保されていることを確認する。</li> <li>・直流電源が確保されない場合は、「電源回復（直流電源復旧）」へ移行する。</li> <li>・起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復（交流電源復旧）」へ移行する。</li> <li>・非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。</li> <li>・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>・原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>・タービンおよび発電機の停止状態を確認する。</li> <li>・空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。</li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</u></li> <li>・<u>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</u></li> <li>・<u>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</u></li> <li>・<u>外部電源により電源が確保されていることを確認する。</u></li> <li>・<u>直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。</u></li> <li>・<u>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</u></li> <li>・<u>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</u></li> <li>・<u>スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</u></li> <li>・<u>原子炉再循環ポンプが停止している場合、原子炉水位を原子炉水位高ターベントリップ設定値以上で維持する。</u></li> <li>・<u>原子炉を冷温停止する。</u></li> </ul> <p><u>G. 一次格納容器制御への導入</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>一次格納容器制御への導入条件を監視する（原子炉がスクラムしない場合を含む）。</u></li> </ul> <p><u>H. 二次格納容器制御への導入</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>二次格納容器制御への導入条件を監視する（原子炉がスクラムしない場合を含む）。</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由		
	<p>表2</p> <p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p> <p>①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。</p> <table border="1" data-bbox="1032 295 1879 375"> <tr> <td data-bbox="1032 295 1451 375"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が全挿入されていない場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1451 295 1879 375"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 反応度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作および水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。</li> <li>原子炉再循環ポンプを停止する。</li> <li>自動減圧系作動阻止スイッチにより自動減圧系の動作を阻止する。</li> </ul> <p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>全量注入完了後、ほう酸水注入系を停止する。ただし、全制御棒が全挿入位置または未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。</li> <li>未臨界を確認する。</li> </ul> <p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、または原子炉が隔離状態の場合「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）。</li> <li>原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位）以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、水位維持操作を行う（原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位以上を目標として維持する。）。</li> <li>ほう酸水が全量注入完了し原子炉が未臨界となった場合は、原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> <li>原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持できない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が全挿入されていない場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合</li> </ul>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が全挿入されていない場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合</li> </ul>			

変更前	変更後	理由
	<p><b>D. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、選択制御棒手動挿入、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切、スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムまたは制御用空気の排気を行う。</li> <li>・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、手動スクラム、代替制御棒挿入機能の動作またはスクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムを行う。</li> <li>・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。</li> <li>・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。</li> </ul> <p><b>E. 圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁またはタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。</li> <li>・ほう酸水全量注入完了後、原子炉未臨界を確認し、原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。</li> </ul> <p><b>F. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「反応度制御」水位不明を実行中に未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を追加起動する。</li> <li>・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>・原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上を維持できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開にして、原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p>表3</p> <p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p> <p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明している場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であつて、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>表4</p> <p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p> <p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合またはタービンバイパス弁もしくは主蒸気逃がし安全弁を使用して原子炉圧力の調整および監視ができる場合 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</p> <p>③脱出条件 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およびサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</p> <p>B. 減圧 ・注水系統が原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系のみ場合、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系定格流量維持最低圧力以上に維持する。 ・主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外でサブプレッションプール冷却が実施されている場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前

変更後

理由

<p>表5</p> <p>2. 一次格納容器制御                  (1) 格納容器圧力制御</p> <p>①目的                  ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件                  ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p> <p>③脱出条件                  ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合                  ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p> <p>④基本的な考え方                  ・サブレーションプール圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。                  ・サブレーションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。                  ・一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイおよびサブレーションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイおよびサブレーションプールのスプレイを起動する。                  ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御                  ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。                  ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。                  ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブレーションプールのスプレイを実施する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。                  ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。                  ・サブレーションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合、サブレーションプールのスプレイを起動する。                  ・サブレーションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合またはサブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブレーションプールのスプレイを起動する。                  ・サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。                  ・サブレーションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウエル代替スプレイを間欠で実施する。なお、サブレーションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを停止する。</p> <p>B. 原子炉満水                  ・サブレーションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウエルスプレイまたはサブレーションプールのスプレイおよびドライウエル代替スプレイを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を</p>	
--	--

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

変更前	変更後	理由
	<p><u>閉し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</u></p> <p><u>・原子炉水位をできるだけ高く維持する。</u></p> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <p><u>・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</u></p> <p><u>・格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用できない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サブプレッションプール側使用できない場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由		
	<p>表6</p> <p>2. 一次格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p> <p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1030 263 1870 399"> <tr> <td data-bbox="1030 263 1444 399"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1444 263 1870 399"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、原子炉手動スクラムする。</li> <li>・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達したら、ドライウエルスプレイを起動する。</li> <li>・ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合、予備のドライウエル空調機を運転する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上かつ主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度未満の場合、通常停止を行う。</li> <li>・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上かつドライウエル設計温度未満の場合、手動スクラムする。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達したらドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。</li> <li>・ドライウエルスプレイが起動失敗し、ドライウエル設計温度に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを間欠で実施する。なお、サプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを停止する。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>			

変更前	変更後	理由		
	<p>表7</p> <p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p> <p>①目的 ・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1030 263 1870 446"> <tr> <td data-bbox="1030 263 1444 446"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1444 263 1870 446"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温およびサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションプール水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。</li> <li>サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サプレッションプール水温が 80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。</li> </ul> <p>B. サプレッションプール空間部温度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</li> <li>サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合</li> <li>サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>			

変更前	変更後	理由
	<p>表8</p> <p>2. 一次格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御</p> <p>①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</p> <p>③脱出条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点からサプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行っても通常運転時高水位限界値以上が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限および真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位限界値以上でドライウェルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」に移行する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点からサプレッションプール水位低下を抑制する措置を行っても通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。また、急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. サプレッションプール水位制御（高水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以下に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、手動スクラムする。 ・サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位-0.2mに到達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウェルスプレイを停止し、ドライウェルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。 ・サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 B. サプレッションプール水位制御（低水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値に到達した場合は、手動スクラムする。 ・サプレッションプール水位が、急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>表9</p> <p>2. 一次格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p> <p>①目的 ・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合</p> <p>③脱出条件 ・可燃性ガス濃度制御系を作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</p> <p>④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離かつ高温停止状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により水素濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル内酸素および水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合であって、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度以上の場合は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>



変更前	変更後	理由		
	<p><u>表10</u></p> <p><u>3. 二次格納容器制御</u> <u>(1) 原子炉建屋制御</u></p> <p><u>①目的</u> ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1025 288 1872 475"> <tr> <td data-bbox="1025 288 1447 475"> <p><u>②導入条件</u> 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生</li> <li>・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生</li> </ul> </td> <td data-bbox="1447 288 1872 475"> <p><u>③脱出条件</u> ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合</p> </td> </tr> </table> <p><u>④基本的な考え方</u> ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定を行い、隔離を行う。 ・速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 ・環境緩和（放射線、建屋温度、建屋水位）は導入条件にかかわらず並行して実施する。</p> <p><u>⑤主な監視操作内容</u></p> <p><u>A. 原子炉圧力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。</li> <li>・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・急速減圧後、原子炉圧力を低圧に維持する。</li> <li>・中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず、原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は、主蒸気逃がし安全弁または、タービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。</li> </ul> <p><u>B. 原子炉水位</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。</li> <li>・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な系統を抑制する。</li> </ul> <p><u>C. 環境緩和</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替える。</li> <li>・原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。</li> <li>・原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。</li> <li>・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。</li> </ul>	<p><u>②導入条件</u> 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生</li> <li>・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生</li> </ul>	<p><u>③脱出条件</u> ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><u>②導入条件</u> 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生</li> <li>・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生</li> </ul>	<p><u>③脱出条件</u> ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合</p>			

変更前	変更後	理由		
	<p><u>表1.1</u></p> <p><u>3. 二次格納容器制御</u> <u>(2) SFP水位・温度制御</u></p> <p><u>①目的</u> ・使用済燃料プールの水位および水温を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1025 284 1877 411"> <tr> <td data-bbox="1025 284 1444 411"> <p><u>②導入条件</u> ・使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p> </td> <td data-bbox="1449 284 1877 411"> <p><u>③脱出条件</u> ・使用済燃料プール水位がオーバーフローレベル付近に維持可能かつ使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度未満の場合</p> </td> </tr> </table> <p><u>④基本的な考え方</u> ・使用済燃料プールの水位、温度の監視と系統を随時把握する。 ・全交流電源喪失時には、燃料プール冷却浄化系の停止による使用済燃料プールの温度上昇に引き続き使用済燃料プールの水位低下が発生するが、事象の進展は緩やかであり、原子炉制御および一次格納容器制御を優先して実施するとともに使用済燃料プールへの注水を確保する。 ・使用済燃料プール水位の低下が継続し、使用済燃料プール周辺で作業が実施できる水位を維持できない場合は、可搬型設備による使用済燃料プールのスプレイを実施する。</p> <p><u>⑤主な監視操作内容</u></p> <p><u>A. 使用済燃料プール水位</u> ・使用済燃料プール注水可能な系統を起動する。 ・使用済燃料プールの水位をオーバーフロー水位付近に維持する。 ・使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール周辺で作業が実施できる水位以上に維持できない場合は、可搬型設備により使用済燃料プールのスプレイ系を起動する。</p> <p><u>B. 使用済燃料プール水温</u> ・使用済燃料プール除熱可能な系統を起動する。 ・使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度未満に維持する。</p>	<p><u>②導入条件</u> ・使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p>	<p><u>③脱出条件</u> ・使用済燃料プール水位がオーバーフローレベル付近に維持可能かつ使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度未満の場合</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
<p><u>②導入条件</u> ・使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合</p>	<p><u>③脱出条件</u> ・使用済燃料プール水位がオーバーフローレベル付近に維持可能かつ使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度未満の場合</p>			

変更前	変更後	理由
	<p><u>表12</u></p> <p><u>4. 不測事態</u>  <u>(1) 水位回復</u></p> <p><u>①目的</u>                      ・原子炉水位を回復する。</p> <p><u>②導入条件</u>                      ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合                      ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合                      ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合                      ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合</p> <p><u>④基本的な考え方</u>                      ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。                      ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1,200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。                      ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。</p> <p><u>⑤主な監視操作内容</u>                      ・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。                      ・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。                      ・原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。                      ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。                      ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。                      ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。                      ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表13および表14も同じ。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表 1 3</u></p> <p><u>4. 不測事態</u> <u>(2) 急速減圧</u></p> <p><u>①目的</u> ・原子炉を速やかに減圧する。</p> <p><u>②導入条件</u> ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動できた場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合 ・二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合</p> <p><u>④基本的な考え方</u> ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 ・急速減圧中に原子炉注へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。</p> <p><u>⑤主な監視操作内容</u> ・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>放する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</u></li> <li>・<u>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。</u></li> <li>・<u>主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。</u></li> <li>・<u>原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。</u></li> <li>・<u>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</u></li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表14</u></p> <p><u>4. 不測事態</u> <u>(3) 水位不明</u></p> <p><u>①目的</u> ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p> <p><u>②導入条件</u> ・原子炉制御「スクラム」、「水位確保」および「減圧冷却」、一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位回復」、「急速減圧」において、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p> <p><u>④基本的な考え方</u> ・原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉満水操作は、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ・原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、主蒸気逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。</p> <p><u>⑤主な監視操作内容</u> <u>A. 注水確保</u> ・復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を実施する。 ・復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動させ、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、急速減圧を実施する。</p> <p><u>B. 満水注入</u> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃しがし安全弁が1弁以上開放可能な場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃しがし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁数に操作して原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃しがし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・主蒸気逃しがし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃しがし</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>全弁を6弁開とし、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、る過水系）を起動し原子炉へ注水を継続する。</u></p> <p><u>・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にする。</u></p> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <p><u>・「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</u></p> <p><u>・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</u></p> <p><u>・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</u></p> <p><u>・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由		
	<p>表15</p> <p><b>5. 電源制御</b>  <b>(1) 電源回復</b></p> <p><b>①目的</b>          ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。</p> <table border="1" data-bbox="1025 272 1877 456"> <tr> <td data-bbox="1025 272 1447 456"> <b>②導入条件</b>                  ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合                  ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合                  ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合             </td> <td data-bbox="1447 272 1877 456"> <b>③脱出条件</b>                  ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合             </td> </tr> </table> <p><b>④基本的な考え方</b>          ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。          ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。          ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。          ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。          ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。</p> <p><b>⑤主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 非常用交流高圧電源確保</b>          ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。          ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。          ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。          ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。          ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。          ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。          ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。          ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。</p> <p><b>B. 直流電源確保</b>          ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。          ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。          ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流</p>	<b>②導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	<b>③脱出条件</b> ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更          （新規基準の施行に伴う変更）</p>
<b>②導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	<b>③脱出条件</b> ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合			



変更前	変更後	理由
	<p><u>電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。</u></p> <p><u>C. 直流250V電源確保</u></p> <p><u>・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前

変更後

理由

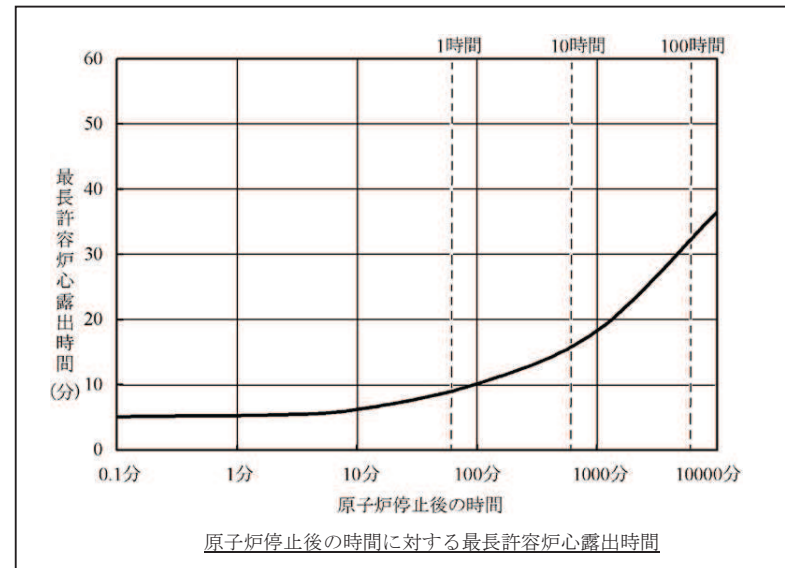
- (1) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：40%（平均出力領域モニタ）
- (3) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位下限値：レベル1+1,000mm
- (4) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2弁
- (5) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

参考

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa[gage]
2	9.26
3	6.14
4	4.58
5	3.65
6	3.02
7	2.58
8	2.24
9	1.98
10	1.78
11	1.60

- (6) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり

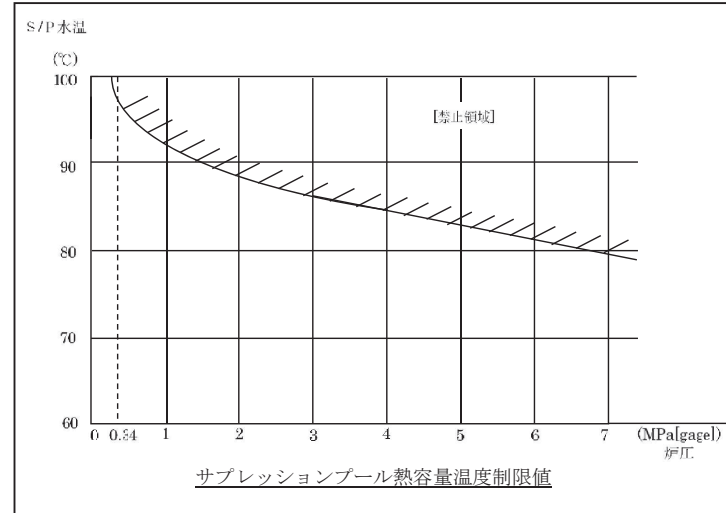


変更前

変更後

理由

(7) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(8) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：1.04MPa [gage]以下

(9) 格納容器設計圧力：0.486MPa [abs]

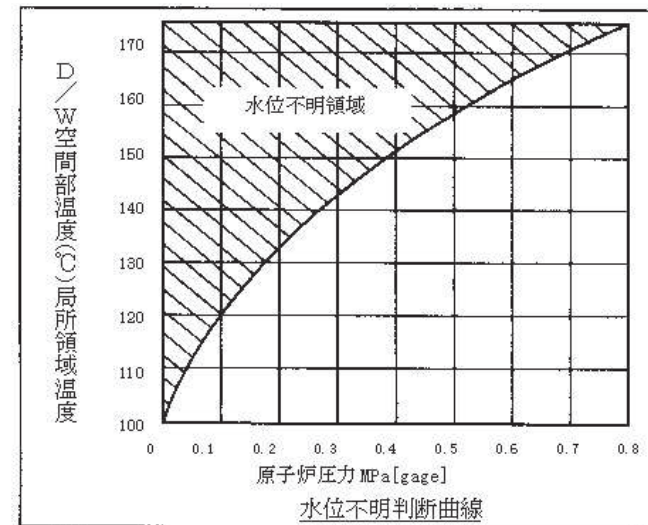
(10) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.199MPa [abs]

(11) 「急速減圧」時必要最小弁数：2弁

(12) 温度高警報設定点：66°C

(13) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C

(14) 水位不明判断曲線：下図のとおり



原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

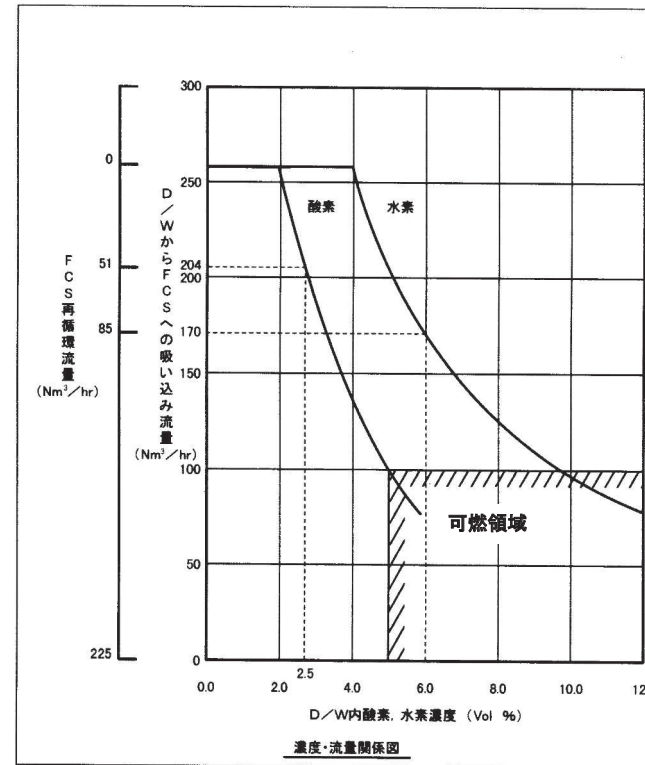
変更前

変更後

理由

- (15) 通常運転時制限温度（サブプレッションプール水温）：32℃
- (16) スクラム制限温度：49℃
- (17) 温度高警報設定点（サブプレッションプール空間部温度）：49℃
- (18) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差等を考慮した値：サブプレッションプール底部より+5.50m
- (19) 格納容器ベント最高水位：サブプレッションプール底部より+25.2m
- (20) 水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%
- (21) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）



- (22) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.206MPa[abs]
- (23) 「急速減圧」時必要弁数：6弁
- (24) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]
- (25) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

変更前

変更後

理由

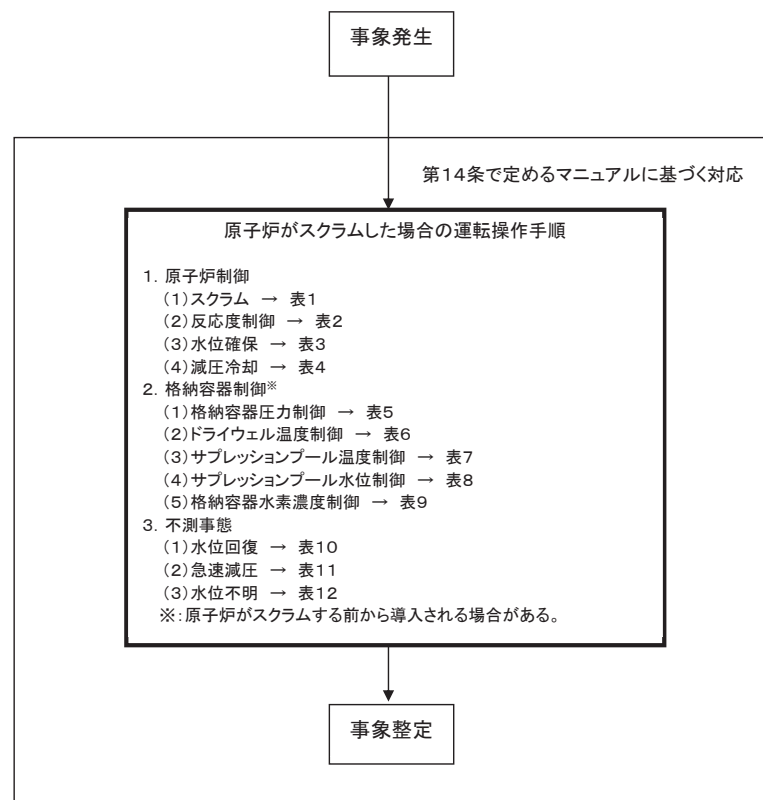
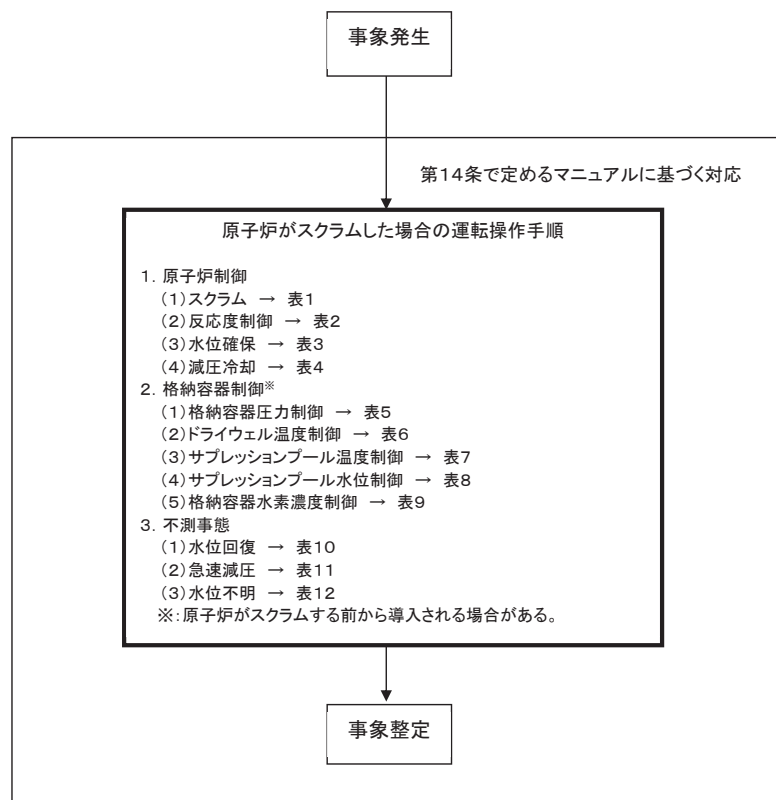
原子炉がスクラムした場合の運転操作手順

原子炉がスクラムした場合の運転操作手順 （3号炉）

記載の適正化

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

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



変更前	変更後	理由
<p>また、発電課長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</p> <p>(2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</p> <p>(3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機および非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性および注入の有無等を確認する。</p> <p>(5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</p> <p>(6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</p> <p>(7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</p> <p>(8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</p> <p>(9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</p>	<p>また、発電課長は、以下の一般的な注意事項について留意する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。</p> <p>(2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。</p> <p>(3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機および非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性および注入の有無等を確認する。</p> <p>(5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。</p> <p>(6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。</p> <p>(7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。</p> <p>(8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。</p> <p>(9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。</p>	

変更前

変更後

理由

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態で冷却する。 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む）	
②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 ・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。	
B. 原子炉水位 ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し <sup>*</sup> 、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要） ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系および原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確	

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態で冷却する。 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む）	
②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 ・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。	
B. 原子炉水位 ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し <sup>*</sup> 、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要） ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系および原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確	

変更前	変更後	理由
<p>保」に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul> <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁等で原子炉減圧する。</li> </ul>	<p>保」に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> <li>原子炉水位を連続的に監視する。</li> </ul> <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p> <p><b>C. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。</li> <li>原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。</li> </ul> <p><b>D. タービン・電源</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。</li> <li>タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。</li> <li>所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。</li> <li>主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。</li> <li>原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。</li> <li>タービン、発電機の停止状態を確認する。</li> </ul> <p><b>E. モニタ確認</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各種放射線モニタの指示を確認する。</li> <li>各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。</li> </ul> <p><b>F. 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。</li> <li>原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。</li> <li>格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁等で原子炉減圧する。</li> </ul>	



変更前	変更後	理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>・原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>・原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p style="margin-top: 10px;"><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器制御への導入条件を監視する（原子炉がスクラムしない場合を含む）。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。</li> <li>・原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。</li> <li>・原子炉を冷温停止する。</li> </ul> <p style="margin-top: 10px;"><b>G. 格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器制御への導入条件を監視する（原子炉がスクラムしない場合を含む）。</li> </ul>	

変更前

変更後

理由

表2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。	
B. ほう酸水注入系 ・サブプレッションプール水温がサブプレッションプールへ放出される蒸気量・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に入った場合には、ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
C. 水位 ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉が隔離状態かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位）とする。）ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位）以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持で	

表2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 <u>なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。</u>	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。	
B. ほう酸水注入系 ・サブプレッションプール水温がサブプレッションプールへ放出される蒸気量・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に入った場合には、ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
C. 水位 ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉が隔離状態かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 ・「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位）とする。）ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位）以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持で	

記載の適正化

変更前	変更後	理由
<p>きない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、ろ過水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回った場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の作動を阻止する。</li> </ul> <p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御用空気の排気を行う。</li> <li>スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラムを行う。</li> <li>制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。</li> <li>制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。</li> </ul>	<p>きない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、ろ過水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。</li> <li>原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回った場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の作動を阻止する。</li> </ul> <p><b>D. 「反応度制御」水位不明</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。</li> <li>主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> <li>給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。</li> </ul> <p><b>E. 制御棒</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御用空気の排気を行う。</li> <li>スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラムを行う。</li> <li>制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。</li> <li>制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。</li> </ul>	

変更前

変更後

理由

表3

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 <u>A. 水位確保</u> ・原子炉水位、原子炉圧力および格納容器隔離、ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。  <u>B. 水位</u> ・給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、ろ過水系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	

表3

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 <u>A. 水位確保</u> ・原子炉水位、原子炉圧力および格納容器隔離、ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。  <u>B. 水位</u> ・給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、ろ過水系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	

変更前

変更後

理由

表 4

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

表 4

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

変更前

変更後

理由

表5

<p>1. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 <b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</p> <p><b>B. 原子炉満水</b> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」との並行操作を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系<sup>*</sup>、ろ過水系による原子炉注水を行う。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位</p>	

表5

<p>1. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 <b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスプレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。</p> <p><b>B. 原子炉満水</b> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」との並行操作を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系<sup>*</sup>、ろ過水系による原子炉注水を行う。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位</p>	

変更前	変更後	理由
<p>確保」に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> <li>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</li> </ul> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>格納容器ベントは、原子炉格納容器調気系または非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、原子炉格納容器調気系または非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。</li> </ul>	<p>確保」に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> <li>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</li> </ul> <p><b>C. 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。</li> <li>格納容器ベントは、原子炉格納容器調気系または非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、原子炉格納容器調気系または非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。</li> </ul>	

変更前	変更後	理由				
<p>表6</p> <p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p> <p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="136 268 983 400"> <tr> <td data-bbox="136 268 557 400"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="562 268 983 400"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度、またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル空調機を運転する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	<p>表6</p> <p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p> <p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1032 268 1879 400"> <tr> <td data-bbox="1032 268 1453 400"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul> </td> <td data-bbox="1453 268 1879 400"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度、またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル空調機を運転する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。</li> <li>・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。</li> <li>・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合</li> <li>・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</li> </ul>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</li> </ul>					



変更前

変更後

理由

表7

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

表7

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

変更前

変更後

理由

表8

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

表8

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

変更前

変更後

理由

表9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、または原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタにより可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気モニタにより格納容器内の水素濃度を監視する。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、または原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。	

表9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、または原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタにより可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気モニタにより格納容器内の水素濃度を監視する。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、または原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。	

変更前

変更後

理由

表10

<p>3. 不測事態 (1) 水位回復</p> <p>①目的 ・原子炉水位を回復する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系および復水補給水系等を起動する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位回復 ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p>C. 水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、または原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1台以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>
---

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11および表12も同じ。

表10

<p>3. 不測事態 (1) 水位回復</p> <p>①目的 ・原子炉水位を回復する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系および復水補給水系等を起動する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位回復 ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</p> <p>C. 水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、または原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1台以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>
---

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表11および表12も同じ。

変更前	変更後	理由
<p>表1 1</p> <p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1台以上が作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になり真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位以下に維持できない場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合</li> <li>「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上、または復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> </ul>	<p>表1 1</p> <p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度を超えた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合</li> <li>不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1台以上が作動している場合</li> <li>不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になり真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位以下に維持できない場合</li> <li>「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合</li> <li>「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上、または復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系が起動していることを確認する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。</li> <li>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。</li> <li>原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。</li> </ul>	

変更前	変更後	理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。</li> <li>・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	

変更前

変更後

理由

表 1 2

3. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、低圧注水系または、代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容 <b>A. 注水確保</b> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。  <b>B. 満水注入</b> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できないときは、給復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、低圧注水系または復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉の減圧を継続する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持で

表 1 2

3. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、低圧注水系または、代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容 <b>A. 注水確保</b> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。  <b>B. 満水注入</b> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できないときは、給復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、低圧注水系または復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉の減圧を継続する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持で

変更前	変更後	理由
<p>きない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> </ul> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> <li>原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	<p>きない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、ろ過水系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。</li> </ul> <p><b>C. 水位計復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。</li> <li>原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。</li> <li>原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。</li> <li>原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。</li> <li>最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。</li> </ul>	



変更前

変更後

理由

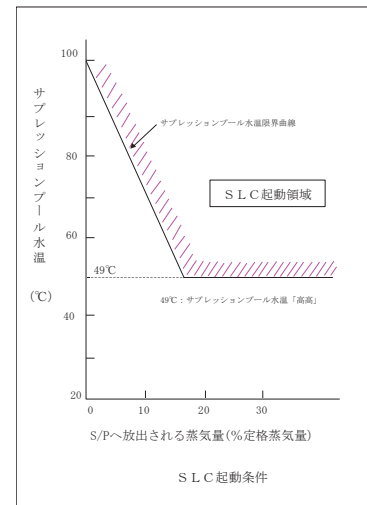
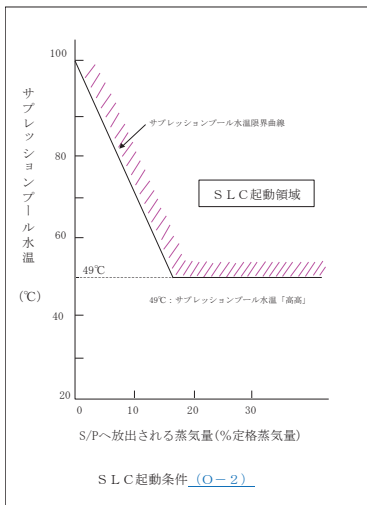
参考

参考

記載の適正化

- (1) 最大未臨界引抜位置：02位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) サプレッションプールへ放出される蒸気量・サプレッションプール水温度相関曲線：下図のとおり

- (1) 最大未臨界引抜位置：02位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) サプレッションプールへ放出される蒸気量・サプレッションプール水温度相関曲線：下図のとおり



- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：40%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1+1,000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：2弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：40%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1+1,000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：2弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa[gage]
2	9.26
3	6.14
4	4.58
5	3.65
6	3.02
7	2.58
8	2.24
9	1.98
10	1.78
11	1.60

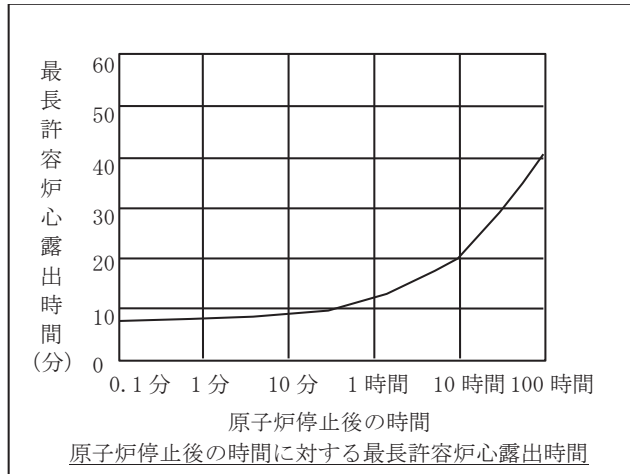
開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa[gage]
2	9.26
3	6.14
4	4.58
5	3.65
6	3.02
7	2.58
8	2.24
9	1.98
10	1.78
11	1.60

変更前

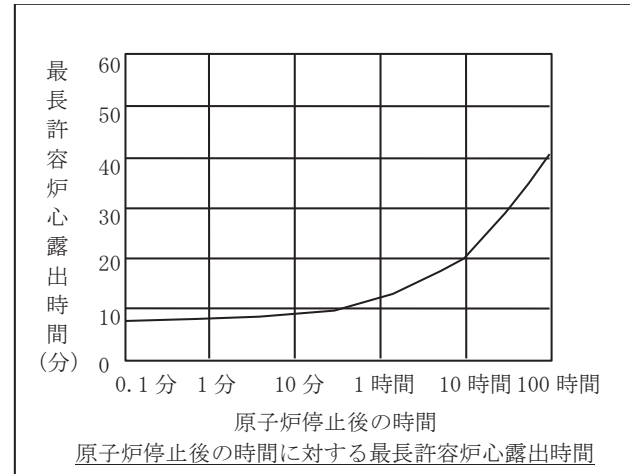
変更後

理由

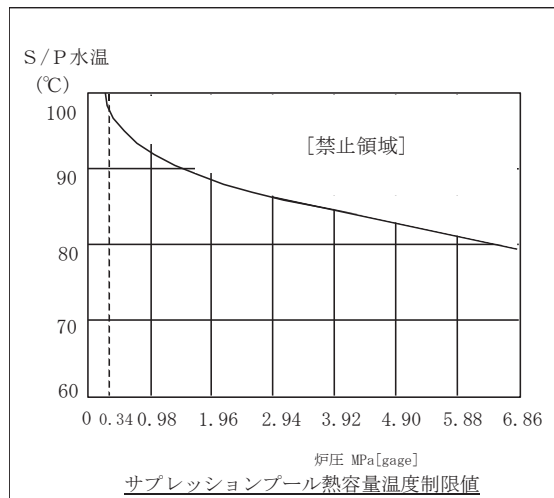
(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



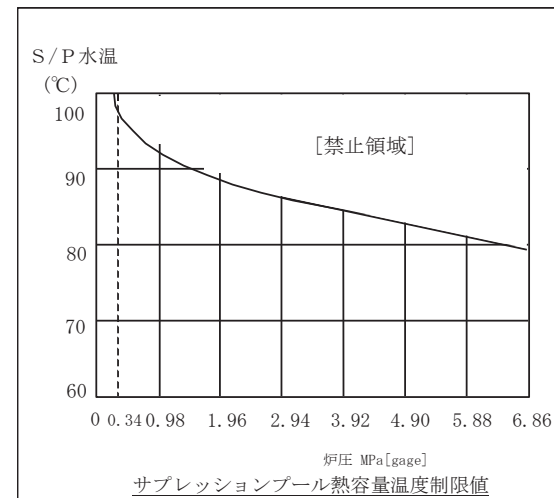
(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり

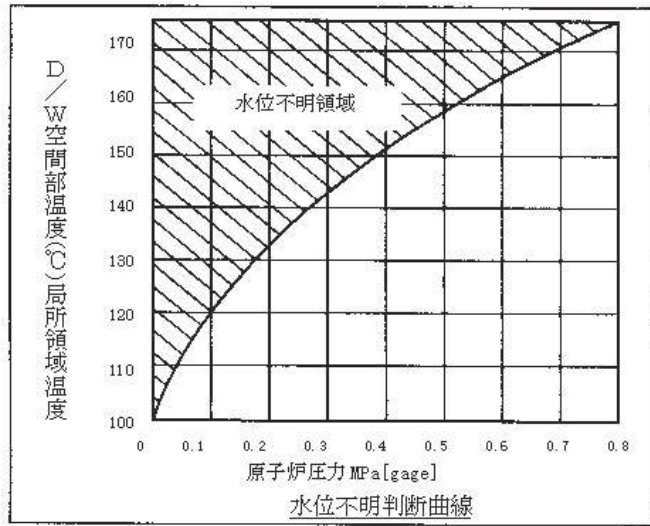


- (1 1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：1.04MPa[gage]以下
- (1 2) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.10MPa[gage]
- (1 3) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

- (1 1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：1.04MPa[gage]以下
- (1 2) ドライウェルスプレイ起動圧力：0.10MPa[gage]
- (1 3) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

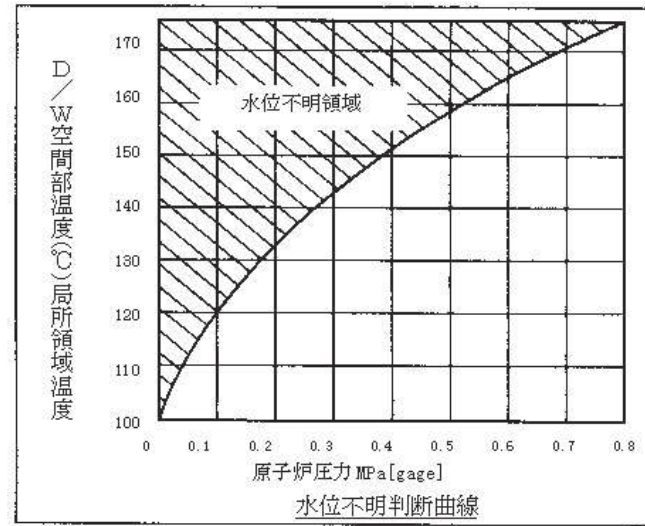
変更前

- (14) 温度高警報設定点（ドライウエル局所温度）：68℃
- (15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃
- (16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



変更後

- (14) 温度高警報設定点（ドライウエル局所温度）：68℃
- (15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃
- (16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



理由

- (17) スクラム制限温度：49℃
- (18) 温度高警報設定点（サブプレッションプール空間部温度）：49℃
- (19) サプレッションプール水位計測定上限：+140cm
- (20) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：サブプレッションプール底部より+5.49m
- (21) 格納容器ベント最高水位：サブプレッションプール底部より+25.2m
- (22) 急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位：-127cm
- (23) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%

- (17) スクラム制限温度：49℃
- (18) 温度高警報設定点（サブプレッションプール空間部温度）：49℃
- (19) サプレッションプール水位計測定上限：+140cm
- (20) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：サブプレッションプール底部より+5.49m
- (21) 格納容器ベント最高水位：サブプレッションプール底部より+25.2m
- (22) 急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位：-127cm
- (23) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%

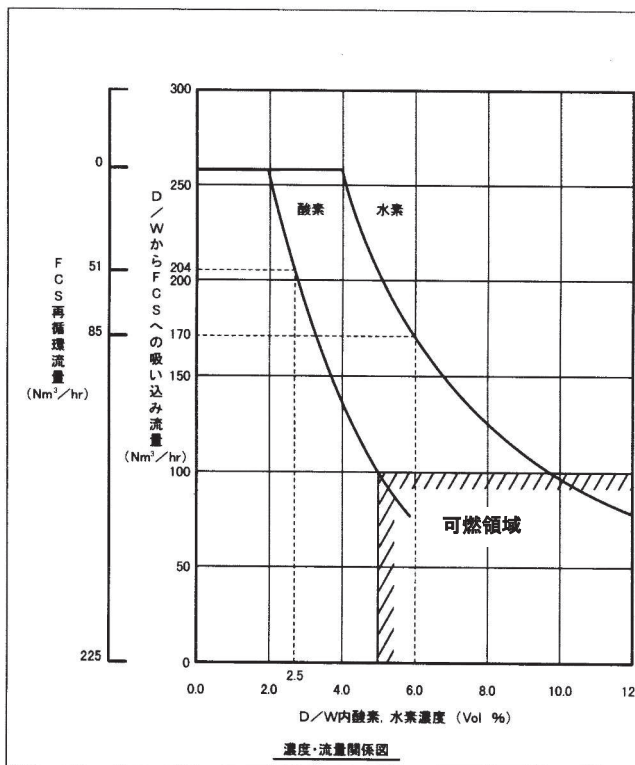
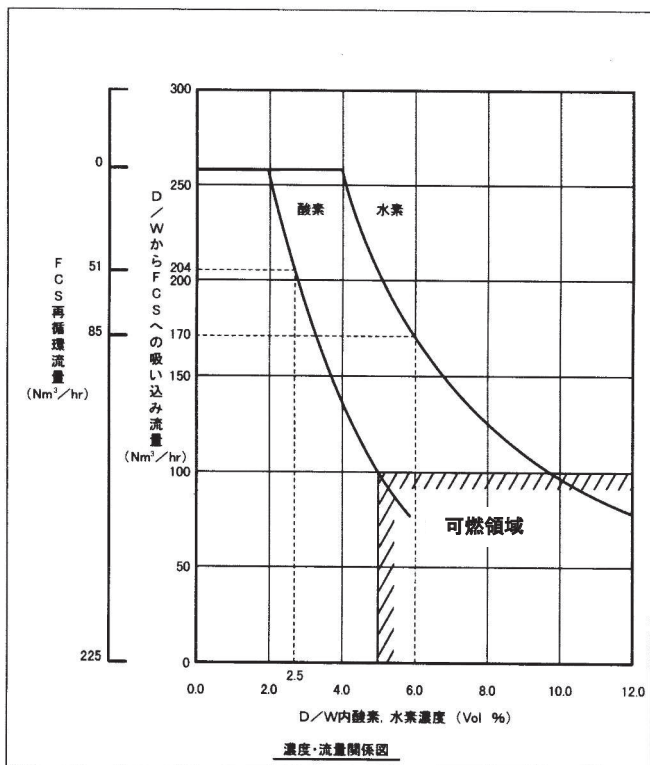
変更前

変更後

理由

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

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



- (25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.106MPa[gage]
- (26) 「急速減圧」時必要弁数：6弁
- (27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (29) 原子炉圧力容器満水確認用必要最小弁数：1弁

- (25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.106MPa[gage]
- (26) 「急速減圧」時必要弁数：6弁
- (27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (29) 原子炉圧力容器満水確認用必要最小弁数：1弁

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付1-2 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害 および有毒ガス対応に係る実施基準</a>  <a href="#">(第17条、第17条の2、第17条の3、第17条の4および第17条の5関連)</a> </p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
	<p style="text-align: center;"><b><u>火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準</u></b></p> <p><b>1. 火災</b>  <u>防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><b>1.1 専用回線を使用した通報設備の設置</b>  <u>防災課長は、中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。</u></p> <p><b>1.2 要員の配置</b>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u>  <u>(3) 防災課長は、上記体制以外の通常時および火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</u>  <u>a. 火災予防活動に関する要員</u>  <u>各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火管理者および防災管理者を置く。</u>  <u>b. 初期消火要員</u>  <u>通報連絡責任者、現場責任者、現場指揮者、消火担当、消防車隊による初期消火要員として、10名以上を発電所に常駐させる。</u>  <u>c. 自衛消防隊</u>  <u>(a) 火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、所長が指名した統括管理者を自衛消防隊に設置する。</u>  <u>(b) 自衛消防隊は、任務に応じた複数の班で構成され、各班には、責任者である班長を配置するとともに、自衛消防隊を統括する統括管理者を置く。</u>  <u>(c) 統括管理者は、自衛消防隊が行う活動に対し、指揮、指令を行うとともに、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。</u></p> <p><b>1.3 教育訓練の実施</b>  <u>火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <b>(1) 火災防護教育</b>  <u>防災課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防車隊に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</u>  <u>a. 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した対策に関する教育訓練</u>  <u>b. 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</u>  <u>(a) 外部火災発生時の予防散水に関する教育訓練</u>  <u>(b) 外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードにより、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練</u>  <u>(c) 森林火災から外部事象防護対象施設を防護するための防火帯の点検等に係る教育訓練</u>  <u>(d) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部事象防護対象施設を防護するために、離隔距離を確保すること等の火災防護に関する教育訓練</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>c. 火災が発生した場合の消火活動および内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練</u></p> <p><u>(2) 自衛消防隊による総合訓練</u>                      防災課長は、自衛消防隊に対して、火災発生時における消火活動等に関する総合的な訓練を実施する。また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</p> <p><u>(3) 運転員に対する教育訓練</u>                      発電管理課長は、運転員に対して、火災発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p> <p><u>(4) 消防訓練（防火対応）</u>                      防災課長は、初期消火要員に対して、火災発生時における初期消火活動に関する訓練を実施する。また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</p> <p><u>1. 4 資機材の配備</u></p> <p><u>(1) 防災課長は、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>(2) 各課長は、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>1. 5 手順書の整備</u></p> <p><u>(1) 防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。</u></p> <p><u>a. 火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</u></p> <p><u>b. 原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</u></p> <p><u>c. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</u></p> <p><u>d. その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策</u></p> <p><u>e. 安全施設を外部火災から防護するための運用等</u></p> <p><u>(2) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u></p> <p><u>a. 消火活動</u>                      各課長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</p> <p><u>b. 消火設備故障時の対応</u>                      発電課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室および必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</p> <p><u>c. 消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</u></p> <p><u>(a) 発電課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報、自動消火設備の動作状況の確認を実施する。</u></p> <p><u>(b) 発電課長は、自動消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。</u></p> <p><u>d. 消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</u></p> <p><u>(a) 発電課長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</u></p> <p><u>(b) 発電課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。</u></p> <p><u>e. 格納容器内における火災発生時の対応</u>                      発電課長は、原子炉の起動中および原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作等を実施する。</p> <p><u>f. 単一故障も想定した中央制御室室内における火災発生時の対応（中央制御室の制御盤1面の</u></p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）</p> <p>(a) 発電課長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない場合を想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(b) 発電課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。</p> <p>g. 水素濃度検知器が設置される火災区域または火災区画における水素濃度上昇時の対応                      発電課長は、換気空調設備の運転状態の確認、換気空調設備の追加起動または切替え等を実施する。</p> <p>h. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動                      固定式消火設備による消火後、自衛消防隊が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉を開放、換気空調系、可搬型排煙装置により換気し入室する。</p> <p>i. 消火用水の最大放水量の確保                      防災課長は、屋内消火栓用の水源である消火水槽には最大放水量 62.4m<sup>3</sup> および消火タンクには最大放水量 31.2m<sup>3</sup> に対して、十分な水量を確保する。また、屋外消火栓用の水源である屋外消火系消火水タンクには最大放水量 84.0m<sup>3</sup> に対して、十分な水量を確保する。</p> <p>j. 防火帯の維持・管理                      防災課長は、防火帯の維持・管理を実施する。</p> <p>k. 外部火災によるばい煙発生時の対応                      発電課長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止および換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>l. 外部火災による有毒ガス発生時の対応                      発電課長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>m. 外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合                      放射線管理課長は、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。</p> <p>n. 油貯蔵設備の運用                      防災課長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</p> <p>o. 火災予防活動（巡視点検）                      各課長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>p. 火災予防活動（可燃物管理）                      防災課長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）および重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p> <p>q. 火災予防活動（火気作業等の管理）                      各課長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>r. 延焼防止                      防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>s. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p>各課長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>t. 地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>u. 定事検停止時等における運用管理</p> <p>防災課長は、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>v. 施設管理、点検</p> <p>各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>なお、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替え、次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。</p> <p>w. 火災影響評価条件の変更の要否確認</p> <p>(a) 内部火災影響評価</p> <p>各課長は、設備改造等を行う場合、都度、防災課長へ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。</p> <p>防災課長は、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。</p> <p>また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止および冷温停止を達成し維持できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(b) 外部火災影響評価</p> <p>防災課長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>1. 6 定期的な評価</p> <p>(1) 各課長は、1. 1項から1. 5項の活動の実施結果について、防災課長に報告する。</p> <p>(2) 防災課長は、1. 1項から1. 5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。</p> <p>1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p> <p>発電課長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>2. 内部溢水</u>                      防災課長は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 1項から2. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p><u>2. 1 要員の配置</u>                      防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</p> <p><u>2. 2 教育訓練の実施</u>                      溢水発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。                      (1) 防災課長は、全所員に対して、溢水全般（評価内容ならびに溢水経路、防護すべき設備、水密扉および堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を実施する。                      (2) 発電管理課長は、運転員に対して、溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p> <p><u>2. 3 資機材の配備</u>                      各課長は、溢水発生時に使用する資機材を配備する。</p> <p><u>2. 4 手順書の整備</u>                      (1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。                      a. 溢水発生時の措置に関する手順                      (a) 発電課長は、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水およびその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。                      (b) 発電課長は、燃料プール冷却浄化系または燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水および冷却の措置を行う。                      b. 運転時間実績管理                      防災課長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管としていたる系統についての運転時間実績管理を行う。                      c. 水密扉の閉止状態の管理                      発電課長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。                      d. 屋外タンクの水量の管理                      防災課長は、防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため、必要な屋外タンクの水量を管理する。                      e. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順                      各課長は、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。                      f. 排水誘導経路に対する管理                      発電課長は、排水を期待する設備等の状態監視を行う。また、防災課長は、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。                      g. 定事検停止時における運用管理                      防災課長は、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。                      h. 施設管理、点検                      (a) 各課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。                      (b) 各課長は、浸水防護設備を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>i. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</u>  <u>防災課長は、各種対策設備の追加および資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</u></p> <p><u>j. B、Cクラス機器運用管理</u>  <u>各課長は、地震起因による溢水において、溢水源となる機器のうち運用によって溢水を考慮しない機器について、プラント運転中および停止中において系統運用を停止し、隔離（水抜き）する。</u></p> <p><u>k. 排水手順</u>  <u>各課長は、溢水発生後、滞留区画等の排水作業を行う。</u></p> <p><u>2. 5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各課長は、2. 1 項から2. 4 項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。</u>  <u>(2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>2. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>発電課長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>3. 火山影響等、積雪</u>  <u>防災課長は、火山影響等および積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の3.1項から3.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、火山影響等および積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>3.1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u>  <u>また、所長は、降灰予報等により女川原子力発電所を含む地域（女川町、石巻市）への多量の降灰が予想される場合、品質マネジメント文書に定める組織の要員を参集して活動する。</u>  <u>なお、休日、時間外（夜間）においては、第12条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。</u></p> <p><u>3.2 教育訓練の実施</u>  <u>火山影響等および積雪発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 防災課長は、全所員に対して、火山影響等および積雪発生時に対する運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 発電管理課長は、運転員に対して、火山影響等発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(3) 防災課長は、重大事故等対応要員に対して、火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>3.3 資機材の配備</u>  <u>(1) 各課長は、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具、防護具等を配備する。</u>  <u>(2) 原子炉課長は、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な非常用ディーゼル発電機の給気流路への着脱可能なフィルタ（150メッシュ。以下「火山灰フィルタ」という。）その他の必要な資機材を配備する。</u>  <u>(3) 防災課長は、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車（緊急時対策所用）の着脱可能なフィルタ（300メッシュ。以下「フィルタコンテナ」という。）ならびに緊急時対策所の居住性確保および通信連絡設備の確保に必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>3.4 手順書の整備</u>  <u>防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>(1) 降下火砕物の侵入防止</u>  <u>発電課長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視および外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止または事故時運転モードにより建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。</u>  <u>(2) 降下火砕物および積雪の除去作業</u>  <u>各課長は、降下火砕物の堆積または積雪が確認された場合は、降下火砕物および積雪より防護すべき屋外の施設ならびに降下火砕物および積雪より防護すべき施設を内包する建屋について、堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物および積雪を除去する。</u>  <u>(3) 非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策</u>  <u>原子炉課長は、火山影響発生時において、非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機への火山灰フィルタの取り付けを実施する。</u>  <u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町、石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。</u>  <u>なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。</u></p> <p><u>(4) 高压代替注水系を用いた炉心を冷却するための対策</u>  <u>発電課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため高压代替注水系を使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合。</u></p> <p><u>(5) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策</u>  <u>発電課長は、火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系を使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合。</u></p> <p><u>(6) 緊急時対策所の居住性確保に関する対策</u>  <u>各課長は、火山影響等発生時において緊急時対策建屋の扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u>  <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町、石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。</u>  <u>なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。</u></p> <p><u>(7) 通信連絡設備に関する対策</u>  <u>火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</u>  <u>火山影響等発生時にはフィルタの取替え・清掃が容易なフィルタコンテナを接続する。</u></p> <p><u>a. 電源車（緊急時対策所用）による給電準備</u>  <u>防災課長は、火山影響発生時において、電源車（緊急時対策所用）の機能を維持するため、電源車（緊急時対策所用）へのフィルタコンテナの取り付けを実施する。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u>  <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町、石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。</u>  <u>なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。</u></p> <p><u>b. 電源車（緊急時対策所用）による給電開始</u>  <u>防災課長は、電源車（緊急時対策所用）からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u>  <u>電源車（緊急時対策所用）による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電が不能となった場合。</u></p> <p><u>c. 電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え</u>  <u>防災課長は、電源車（緊急時対策所用）起動から12時間以内にフィルタ取り替えを実施する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由																														
	<p>(a) <u>手順着手の判断基準</u>  <u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電が不能となった場合。</u></p> <p><u>火山影響等発生時の対策における主な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1019 263 1888 686"> <thead> <tr> <th>作業手順No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(3)</td> <td>非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け<sup>※1</sup></td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>4</td> <td>60分</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>高圧代替注水系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>15分</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>(7) a. b.</td> <td>電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>3</td> <td>90分</td> </tr> <tr> <td>(7) c.</td> <td>電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>2</td> <td>50分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班2名で2班が並行で実施する。</p> <p>(8) <u>代替設備の確保</u>  各課長は、火山影響等発生時または積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p>(9) <u>降灰時の原子炉施設への影響確認</u>  各課長は、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>3. 5 <u>定期的な評価</u>  (1) 各課長は、3. 1項から3. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。  (2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</p> <p>3. 6 <u>原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  発電課長は、火山影響等および積雪の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>(1) <u>火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準</u>  a. <u>火山影響等発生時において、発電所を含む地域（女川町、石巻市）に降灰予報「多量」が発表された場合</u>  b. <u>発電所より半径160km以内の火山が噴火したが降灰予報が発表されない場合において、第58条に定める外部電源5回線のうち、3回線以上が動作不能となり、動作可能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）または全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</u></p> <p>3. 7 <u>その他関連する活動</u></p>	作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3)	非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け <sup>※1</sup>	重大事故等対応要員	4	60分	(4)	高圧代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	15分	(5)	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに	(7) a. b.	電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始	重大事故等対応要員	3	90分	(7) c.	電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え	重大事故等対応要員	2	50分	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>
作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																												
(3)	非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け <sup>※1</sup>	重大事故等対応要員	4	60分																												
(4)	高圧代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	15分																												
(5)	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに																												
(7) a. b.	電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始	重大事故等対応要員	3	90分																												
(7) c.	電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え	重大事故等対応要員	2	50分																												

変更前	変更後	理由
	<p><u>(1) 原子力部長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u></p> <p><u>a. 新たな知見の収集、反映</u></p> <p><u>原子力部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山現象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>4. 地震</u>  <u>防災課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>4.1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u>  <u>(3) 防災課長は、地下水位低下設備の機能喪失のおそれがある場合または機能喪失した場合に備え、必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>4.2 教育訓練の実施</u>  <u>地震発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 防災課長は、全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 発電管理課長は、運転員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>4.3 資機材の配備</u>  <u>(1) 各課長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。</u>  <u>(2) 防災課長は、地下水位低下設備の機能喪失時における地下水の排水措置および復旧に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>4.4 手順書の整備</u>  <u>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 波及的影響防止に関する手順</u>  <u>(a) 各課長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、2号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</u>  <u>(b) 各課長は、2号炉の機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）および常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）または常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）ならびにこれらが設置される重大事故等対処施設（以下「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設<sup>*1</sup>の波及的影響（4つの観点<sup>*2</sup>および溢水・火災の観点）を防止する。  <u>※1：耐震重要施設等以外の施設をいう。</u>  <u>※2：4つの観点とは、以下をいう。</u>  <u>i. 設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影響</u>  <u>ii. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響</u>  <u>iii. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響</u>  <u>iv. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響</u></u>  <u>b. 設備の保管に関する手順</u>  <u>(a) 各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。</u>  <u>(b) 各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備等について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。</u>  <u>c. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u>  <u>各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測され</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>た場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>d. 代替設備の確保</u> 各課長は、地震の影響により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、<u>代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</u></p> <p><u>e. 地下水位低下設備の機能喪失時の対応</u> <u>(a) 発電課長は、防災課長に可搬型ポンプユニットによる排水措置を依頼する。また、発電課長は、第57条に基づき必要に応じて原子炉を停止する。</u> <u>(b) 防災課長は、第57条に基づき可搬型ポンプユニットによる排水措置を実施する。</u></p> <p><u>f. 地下水位上昇時の原子炉施設への影響確認</u> 各課長は、地下水位が設計用地下水位を超過したおそれがあることを確認した場合は、<u>事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>g. 地下水位低下設備の施設管理、点検</u> 原子炉課長、電気課長、計測制御課長および土木課長は、<u>地下水位低下設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>h. 地下水位低下設備の設計条件の変更の要否確認</u> <u>(a) 土木課長は、地下水位の観測記録が、設計用地下水位を下回ることを確認する。</u> <u>(b) 土木課長は、地下水位に影響を与える大規模な地盤改良や地中構造物の設置・撤去等を行う場合、設計用地下水位への影響確認を行う。</u></p> <p><u>4. 5 定期的な評価</u> <u>(1) 各課長は、4. 1項から4. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。</u> <u>(2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>4. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u> 発電課長は、地震の影響により、<u>原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある</u>と判断した場合は、<u>発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>4. 7 その他関連する活動</u> <u>(1) 2号炉について、原子力部長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u> <u>a. 新たな知見等の収集、反映</u> 原子力部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、<u>新たな知見が得られた場合、耐震安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u> <u>b. 波及的影響防止</u> 原子力部長は、<u>4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</u> <u>c. 地震観測および影響確認</u> <u>(a) 原子力部長は、2号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握および土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。</u> <u>(b) 原子力部長は、2号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>5. 津波</u>  <u>防災課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5. 1項から5. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>5. 1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>5. 2 教育訓練の実施</u>  <u>津波発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 防災課長は、全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 発電管理課長は、運転員に対して、津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(3) 各課長は、各所属員に対して、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備の施設管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>5. 3 資機材の配備</u>  <u>各課長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>5. 4 手順書の整備</u>  <u>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 津波の襲来が予想される場合の対応</u>  <u>(a) 発電課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。また、海水ポンプ室の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため、常用系海水ポンプ（循環水ポンプおよびタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する。ただし、以下の場合はその限りではない。</u>  <u>i. 大津波警報が誤報であった場合。</u>  <u>ii. 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除または見直された場合。</u>  <u>(b) 各課長は、燃料等輸送船に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。</u>  <u>(c) 各課長は、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。</u>  <u>(d) 発電課長は、津波監視カメラおよび取水ビット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</u>  <u>b. 水密扉の閉止状態の管理</u>  <u>発電課長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u>  <u>c. 浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉の管理</u>  <u>各課長は、浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u>  <u>d. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</u>  <u>各課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u>  <u>e. 施設管理、点検</u>  <u>各課長は、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備について、その要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>f. 津波評価条件の変更の要否確認</u>  <u>(a) 各課長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。</u>  <u>(b) 防災課長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</u></p> <p><u>g. 代替設備の確保</u>  <u>各課長は、津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</u></p> <p><u>5. 5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各課長は、5. 1 項から5. 4 項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。</u>  <u>(2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>5. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>発電課長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>5. 7 その他関連する活動</u>  <u>(1) 原子力部長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 新たな知見の収集、反映</u>  <u>原子力部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐津波安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                  (新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由									
	<p><u>6. 竜巻</u>  <u>防災課長は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の6. 1項から6. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>6. 1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>6. 2 教育訓練の実施</u>  <u>竜巻発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的の実施する。</u>  <u>(1) 防災課長は、全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。また、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 発電管理課長は、運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(3) 各課長は、各所属員に対して、竜巻防護対策施設の施設管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>6. 3 資機材の配備</u>  <u>各課長は、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>6. 4 手順書の整備</u>  <u>防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>(1) 飛来物管理の手順</u>  <u>a. 各課長は、衝突時に建屋または竜巻防護対策設備に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物*1のうち鋼製材によるものより大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定または外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。</u>  <u>b. 各課長は、屋外の重大事故等対処設備について、設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで、設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。</u>  <u>※1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。</u></p> <table border="1" data-bbox="1122 962 1659 1070"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>砂利</th> <th>鋼製材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法 (m)</td> <td>長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04</td> <td>長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2</td> </tr> <tr> <td>質量 (kg)</td> <td>0.2</td> <td>135</td> </tr> </tbody> </table> <u>(2) 竜巻の襲来が予想される場合の対応</u> <u>a. 各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。</u> <u>b. 各課長は、屋外におけるクレーン作業を中止する。</u> <u>c. 発電課長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また、各課長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u> <u>(3) 代替設備の確保</u> <u>各課長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</u> <u>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</u> <u>各課長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u> <u>(5) 施設管理、点検</u>	飛来物の種類	砂利	鋼製材	寸法 (m)	長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04	長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2	質量 (kg)	0.2	135	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
飛来物の種類	砂利	鋼製材									
寸法 (m)	長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04	長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2									
質量 (kg)	0.2	135									

変更前	変更後	理由
	<p><u>各課長は、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p><u>6.5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各課長は、6.1項から6.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。</u>  <u>(2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>6.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>発電課長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>6.7 その他関連する活動</u>  <u>(1) 原子力部長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 新たな知見の収集、反映</u>  <u>原子力部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>7. 有毒ガス</u>  <u>防災課長は、運転・対処要員の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7. 1項から7. 4項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</u></p> <p><u>7. 1 要員の配置</u>  <u>(1) 防災課長は、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、必要な要員を配置する。</u>  <u>(2) 防災課長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第108条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>7. 2 教育訓練の実施</u>  <u>有毒ガス発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</u>  <u>(1) 防災課長は、全所員に対して、運転・対処要員の防護のための活動に関する教育訓練を実施する。</u>  <u>(2) 防災課長は、運転・対処要員のうち初動対応を行う要員に対して、有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>7. 3 資機材の配備</u>  <u>各課長は、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>7. 4 手順書の整備</u>  <u>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 有毒ガス防護の確認に関する手順</u>  <u>(a) 各課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）および発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対して、(b)項および(c)項の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</u>  <u>(b) 防災課長は、発電所敷地内および中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認し、新たな固定源または可動源を評価対象として特定した場合、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。</u>  <u>(c) 各課長は、可動源の輸送ルートについて、運転員および緊急時対策所内で指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</u>  <u>b. 有毒ガス発生時の防護に関する手順</u>  <u>(a) 各課長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</u></p> <p><u>7. 5 定期的な評価</u>  <u>(1) 各課長は、7. 1項から7. 4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、防災課長に報告する。</u>  <u>(2) 防災課長は、各課長からの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>7. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u>  <u>発電課長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある場合と判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</u></p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>添付 1 - 3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</u>  <u>(第17条の7および第17条の8関連)</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                      (新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由
	<p style="text-align: center;"><b><u>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</u></b></p> <p><u>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合もしくは発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</u></p> <p><u>また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表1.9に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、品質マネジメント文書に定める。</u></p> <p><b><u>1. 重大事故等対策</u></b></p> <p><u>(1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。</u></p> <p><u>(2) 原子力部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者の職務等運用要領」に定める。</u></p> <p><u>a. 原子炉主任技術者は、警戒対策本部または緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）において、独立性を確保し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</u></p> <p><u>b. 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</u></p> <p><u>c. 原子炉主任技術者は、夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必要な場合は指示を行う。</u></p> <p><u>d. 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常招集が可能なエリア（女川町または石巻市）に2号炉の原子炉主任技術者または代行者1名を待機させる。</u></p> <p><u>e. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。</u></p> <p><u>(3) 防災課長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1項および1.2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>(4) 各課長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.3項および表1から表1.9に示す「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し、次の1.1(1)a.の要員にこの手順を遵守させる。</u></p> <p><u>(5) 原子力部長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の1.1項および1.2項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><b><u>1.1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</u></b></p> <p><b><u>(1) 体制の整備</u></b></p> <p><u>a. 防災課長は、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織およびその支援組織の役割分担および責任者を品質マネジメント文書に定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</u></p> <p><u>(a) 所長は、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止その他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、緊急体制を発令し、重大事故等対策要員の非常招集および通報連絡を行い、第108条に定める原子力防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部の体制を整え対処する。</u></p> <p><u>(b) 所長は、発電所対策本部長として、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p>力防災の活動方針を決定する。指揮者である発電所対策本部長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。</p> <p>(c) 発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織および実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、専門性および経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>(d) 重大事故等対策の実施組織および支援組織の各班ならびに運転員の機能を明確にするるとともに、責任者として班長を、運転員の責任者として発電課長を配置する。</p> <p>(e) 所長は、指揮者である本部長の所長が欠けた場合に備え、本部長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、または上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。発電課長が欠けた場合は、発電課長代務者が中央制御室へ到着するまでの間、運転管理に当たっている発電副長が代務に当たることをあらかじめ定める。</p> <p>(f) 所長は、原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合、速やかに緊急体制を発令するとともに原子力部長へ報告する。</p> <p>(g) 実施組織は、発電管理班および保修班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p> <p>i. 発電管理班は、運転員からの重要パラメータの入手、事故の影響緩和および拡大防止に係るプラントの運転操作を行う。</p> <p>ii. 保修班は、事故の影響緩和および拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備および操作、不具合設備の復旧ならびに火災発生時における消火活動を行う。</p> <p>(h) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。</p> <p>i. 発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、運転号炉および停止号炉に統括を配置し、発電所対策本部長の活動方針の下、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に係るプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。</p> <p>ii. 複数号炉の同時被災の場合において、必要な重大事故等に対処する要員を発電所構内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して2号炉の炉心損傷防止および原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。</p> <p>iii. 複数号炉の同時被災時において、運転員は号炉ごとの運転操作指揮を発電課長が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</p> <p>iv. 原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握および事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。</p> <p>v. 各号炉の原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。</p> <p>(i) 技術支援組織と運営支援組織の班構成および必要な役割分担については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。</p> <p>i. 技術支援組織は、技術班および放射線管理班で構成する。</p> <p>(i) 技術班は、プラントパラメータ等の把握、プラント状態の進展予測・評価およびその評価結果の事故対応方針への反映を行う。</p> <p>(ii) 放射線管理班は、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示を行う。</p> <p>ii. 運営支援組織は、情報班、総務班および広報班で構成する。</p> <p>(i) 情報班は、発電所対策本部の運営支援、対外関係機関へ通報連絡等を行う。</p> <p>(ii) 総務班は、要員の呼集、食料・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示、資材の調達および輸送に関する一元管理等を行う。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>(iii) 広報班は、社外対応情報の収集、報道機関対応者の支援等を行う。</p> <p>(j) 地震の影響による通信障害等が発生し、自動呼出システムまたは通信連絡設備を用いて非常招集連絡ができない場合でも、発電所周辺地域（女川町、石巻市または東松島市）で震度6弱以上の地震の発生により、重大事故等対策要員は発電所に自動参集する。</p> <p>(k) 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員として、第12条に規定する重大事故等に対処する要員について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。</p> <p>i. 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、2号炉の重大事故等に対処する要員として、発電所構内に重大事故等対策要員30名（うち2号炉運転員7名）、1号炉および3号炉運転員8名、火災発生時の初期消火活動に対応するための初期消火要員（消防車隊）6名の合計44名を確保する。</p> <p>ii. 2号炉運転停止中*においては、2号炉運転員を5名とする。</p> <p>※原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）および燃料交換の期間</p> <p>iii. 重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、緊急時対策所または事務建屋の対策室に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。</p> <p>iv. 発電所外から要員が参集するルートは、発電所正門を通行して参集するルートを使用する。発電所正門を通行した参集ルートが使用できない場合は、発電所南側の牡鹿ゲートの通行を含む、当該参集ルート以外の参集ルートを使用して参集する。</p> <p>v. 重大事故等発生時の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員および協力企業社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。</p> <p>vi. 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>vii. 夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等対策要員を非常招集できるよう、計画的に通報連絡訓練を実施する。</p> <p>(l) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための以下の施設、設備等を管理する。</p> <p>i. 支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話およびIP-FAX）、衛星電話設備および無線連絡設備を備えた緊急時対策所</p> <p>ii. 実施組織が、中央制御室、緊急時対策所および現場との連携を図るための、携行型通話装置、無線連絡設備および衛星電話設備</p> <p>iii. 電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作および作業を実施し、作業内容および現場状況の情報共有を実施するための可搬型照明</p> <p>(m) 支援組織の役割については、以下のとおりとし、重大事故等対策を円滑に実施する。</p> <p>i. 発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行う。</p> <p>ii. 原子炉施設の状態および重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店に設置する緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）と発電所対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況および重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。</p> <p>iii. 本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応および関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行う。</p> <p>(n) 防災課長は、地下水位低下設備の機能喪失のおそれがある場合または機能喪失の場合に備え、地下水位低下設備の復旧作業に的確かつ柔軟に対処できるように、必要な体制を整備する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>b. 原子力部長は、以下に示す本店対策本部の役割分担および責任者等を品質マネジメント文書に定め、体制を確立する。</p> <p>(a) 原子力部長は速やかに社長に報告し、社長は本店における緊急体制を発令する。</p> <p>(b) 原子力部長は、本店に警戒対策体制を発令した場合、速やかに本店対策本部室隣接会議室に警戒対策本部を設置し、本店警戒対策本部長として本店における対策活動を実施し、発電所において実施される対策活動を支援する。原子力部長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店警戒対策本部の副本部長がその職務を代行する。</p> <p>(c) 社長は、本店における第1または第2緊急体制を発令した場合、速やかに本店対策本部を設置し、本店対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。本店対策本部は、全社での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面および運用面で支援する。本店対策本部は、原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本店対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。本店対策本部は、店所対策本部および関係店所との連絡を行う事務局、応急復旧の総括、官公庁および地方自治体への報告・連絡、放射性物質による被害状況の把握、事故影響範囲の評価、他原子力事業者・原子力緊急事態支援組織への応援要請、原子力事業所災害対策支援拠点の開設・運営等を行う原子力班、報道関係に対する情報提供等を行う広報班、土地の被害調査等を行う総務班、復旧活動従業員の安全対策、医師・病院の手配等を行う人財班、復旧用資機材の調達・輸送、輸送用機動力の調達・確保、一般交通関係情報の収集等を行う資材班、ヘリコプターの確保・運用、供給対策等を行う電力システム班、応急復旧対策、本復旧計画の策定等を行う土木建築班、保安通信回線の確保、電気通信事業者回線および社外非常用通信設備の利用対策を行う情報通信班で構成する。</p> <p>(d) 原子力部長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料および資機材等の支援を実施する。</p> <p>(e) 本店対策本部は、他の原子力事業者および原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p> <p>c. 原子力部長は、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となり、プラントメーカーおよび協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替部品をあらかじめ確保する。また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を構築する。</p> <p>(2) 教育訓練の実施</p> <p>a. 力量の付与のための教育訓練</p> <p>発電管理課長および防災課長は、重大事故等対処設備を設置または改造する場合は重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、運転員または重大事故等対策要員（運転員を除く。）を新たに認定する場合は第12条第2項および第4項の体制に入るまでに、以下の教育訓練について品質マネジメント文書に基づき実施する。</p> <p>(a) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について、「c. 成立性の確認訓練」の要素を考慮した教育訓練項目を定め、運転員および重大事故等対策要員（運転員を除く。）の役割に応じた教育訓練を実施する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備を設置または改造する場合、重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前事業者検査終了日等）までに、成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）および成立性確認訓練の要素等を考慮した確認方法により、力量の付与方法の妥当性を確認する。</p> <p>b. 力量の維持向上のための教育訓練</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>発電管理課長および防災課長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。  <u>また、重大事故等に対処する要員に対して、事象の種類および事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、品質マネジメント文書に基づき実施する。</u></p> <p><u>(a) 表1から表19に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。</u></p> <p><u>i. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた教育訓練項目を年1回以上実施する。</u>          なお、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育訓練項目については、<u>教育訓練を年2回以上実施する。</u></p> <p><u>ii. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じ実施するi. 項の教育訓練結果を評価し、力量が維持されていることを確認する。</u></p> <p><u>(b) 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じた以下の教育訓練等を実施する。</u></p> <p><u>i. 重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識ならびに的確な状況把握および確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年1回以上実施する。</u></p> <p><u>ii. 重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。また、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織および支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年1回以上実施する。</u></p> <p><u>iii. 重大事故等発生時において復旧を迅速に実施するために、普段から保全活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、原子炉施設および予備品等について熟知する。</u>  <u>運転員は、通常時に実施する項目を定めた品質マネジメント文書に基づき、設備の巡視点検、定例試験および運転に必要な操作を社員自らが行う。</u></p> <p><u>iv. (a) i. 項の教育訓練において、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間、降雨、強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</u></p> <p><u>v. 設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびに品質マネジメント文書が即時に利用できるよう、普段から保全活動等を通じて準備し、それらの情報および品質マネジメント文書を用いた事故時対応訓練を行う。</u></p> <p><u>c. 成立性の確認訓練</u>          発電管理課長および防災課長は、成立性の確認訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。          また、運転員および重大事故等対策要員（運転員を除く。）に対し、以下の成立性の確認訓練を品質マネジメント文書に基づき実施する。</p> <p><u>(a) 成立性の確認訓練を以下のi. 項、ii. 項に定める頻度、内容で計画的に実施する。</u></p> <p><u>i. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認</u>  <u>(i) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認）</u>  <u>中央操作主体、重要事故シーケンスの類似性および操作の類似性の観点から整理した①から⑦の重要事故シーケンスについて、運転員を対象に年1回以上実施する。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>② 全交流動力電源喪失（TBD）</li> <li>③ 全交流動力電源喪失（TBP）</li> <li>④ 原子炉停止機能喪失</li> <li>⑤ LOCA時注水機能喪失</li> <li>⑥ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</li> <li>⑦ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> </ol> <p><u>(ii) 成立性の確認の評価方法</u>  <u>重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして品質マネジメント文書に定め、発電課長の指示の下、適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>① 重要事故シーケンスに応じた対応において、発電課長からの指示に対して、運転員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること</u></p> <p><u>② 解析上の操作条件が満足されるように対応できること</u></p> <p><u>③ 手順書に従い確実な対応ができること</u></p> <p>ii. 現場主体の操作に係る成立性確認</p> <p>(i) 技術的能力の成立性確認</p> <p><u>表20の対応手段のうち、現場主体で実施する有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、運転員および重大事故等対策要員（運転員を除く。）を対象に年1回以上実施する。</u></p> <p>(ii) 机上訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p><u>現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した①から④の重要事故シーケンスについて、重大事故等対策要員（運転員を除く。）を対象に年1回以上実施する。</u></p> <p><u>① 全交流動力電源喪失（TBP）</u></p> <p><u>② 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u> 代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p><u>③ 高圧溶融物放出／格納容器零圧気直接加熱</u></p> <p><u>④ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）</u></p> <p>(iii) 現場訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p><u>現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した③の重要事故シーケンスに、①、②および④の重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え、運転員および重大事故等対策要員（運転員を除く。）で構成する班の中から任意の班*を対象に年1回以上実施する。</u></p> <p><u>① 全交流動力電源喪失（TBP）</u></p> <p><u>② 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u> 代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p><u>③ 高圧溶融物放出／格納容器零圧気直接加熱</u></p> <p><u>④ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故2）</u></p> <p><u>※成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないように配慮する。</u></p> <p>(iv) 成立性の確認の評価方法</p> <p>一 <u>技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。</u></p> <p>二 <u>机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シーケンスについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項を品質マネジメント文書に定め、満足することを評価する。</u></p> <p>三 <u>現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントを品質マネジメント文書に定め、満足することを評価する。</u></p> <p>四 (i) および (iii) の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。</p> <p><u>なお、(iii) の成立性確認は (四)、(五) は適用しない。</u></p> <p><u>(一) 実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。</u></p> <p><u>(二) 弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷または劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。</u></p> <p><u>(三) 訓練用のモックアップがある場合は、(二) の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、移動時間を考慮する。</u></p> <p><u>(四) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>程の作業・操作を実施する。</p> <p><u>(五) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。</u></p> <p><u>(b) 成立性の確認結果を踏まえた措置</u></p> <p><u>i. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認、技術的能力の成立性確認および机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合</u></p> <p><u>成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下（b）において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。</u></p> <p><u>(i) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(ii) 力量を確保できていないと判断された者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、力量の維持向上訓練を実施した後、役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>ii. 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合</u></p> <p><u>成立性の確認により、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに以下の措置を講じる。</u></p> <p><u>(i) 所長および原子炉主任技術者に報告するとともに、その原因を分析、評価し、改善等、必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(ii) 成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合、力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して、必要な措置の結果を踏まえ、力量が確保できていないと判断された個別の操作および作業を対象に、役割に応じた成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認し、所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>(iii) (ii) 項の措置により、力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>(iv) 力量を確保できていないと判断された者については、必要により、改めて原因を分析、評価し、改善等の必要な措置を講じ、力量の維持向上訓練を実施した後、力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し、力量が確保できていることを確認する。</u></p> <p><u>(v) (iv) 項の措置により、力量が確保できていると判断した場合は、所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p><u>d. 地下水位低下設備に係る教育訓練</u></p> <p><u>防災課長は、地下水位低下設備の機能喪失のおそれがある場合または機能喪失の場合に備え、地下水位低下設備の復旧作業に的確かつ柔軟に対処できるように、教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(3) 資機材の配備</u></p> <p><u>a. 各課長は、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>b. 原子力部長は、支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>1. 2 アクセスルートの確保、復旧作業および支援に係る事項</u></p> <p><u>(1) アクセスルートの確保</u></p> <p><u>a. 土木課長および防災課長は、発電所内の道路および通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施することを品質マネジメント文書に定める。</u></p> <p><u>(a) 屋外および屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所および接続場所まで運搬するための経路または他の設備の被害状況を把握するための経路（アクセスルート）は、想定される自然現象、原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水および火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことがないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(b) 屋内および屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地およびその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地およびその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災および高潮を選定する。</p> <p><u>(c) 屋外および屋内アクセスルートに対する発電所敷地またはその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地およびその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突および電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地およびその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突および電磁的障害を選定する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</u></p> <p><u>(d) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。なお、同じ機能を有する重大事故等対処設備が他にない設備については、予備も含めて分散させる。</u></p> <p><u>(e) 障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管、使用し、それを運転できる重大事故等対策要員（運転員を除く。）を確保する。</u></p> <p><u>(f) 被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時および作業時の状況に応じて着用する。夜間時および停電時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</u></p> <p><b>b. 屋外アクセスルートの確保</b>                      防災課長は、屋外のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p><u>(a) 屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所との状況確認およびホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備その他の屋外設備の被害状況の把握を行う。</u></p> <p><u>(b) 屋外アクセスルートに対する地震による影響、風（台風）および竜巻による飛来物、積雪ならびに火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管、使用する。</u></p> <p><u>(c) 地震による屋外タンクからの溢水および降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(d) 津波の影響については、基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤および防潮壁で防護することにより、複数のアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(e) 原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場の火災および有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(f) 有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具を装備する。</u></p> <p><u>(g) 高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(h) 森林火災については通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>(i) 洪水、地滑りおよびダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮しない。なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、船舶の衝突に対してはカーテンウォールにより船舶の侵入が阻害されること、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はないため考慮しない。</u></p> <p><u>(j) 周辺構造物等の損壊による障害物については、ブルドーザ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</u></p> <p><u>(k) 地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達する</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>ことを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確保する。</p> <p><u>(1) 液化化、揺すり込みによる不等沈下および地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は段差緩和対策等の実施、迂回または碎石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</u></p> <p><u>(m) 想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ブルドーザに積載した角材と土のうによる段差解消対策により、通行性を確保する。</u></p> <p><u>(n) アクセスルート上の風（台風）および竜巻による飛来物に対してはブルドーザによる撤去を行い、積雪または火山の影響が発生した場合は、ブルドーザによる除雪または除灰を行う。想定を上回る積雪または火山の影響が発生した場合は、除雪または除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結および積雪に対して、アクセスルートへの融雪剤配備、車両の常時スタッドレスタイヤ装着ならびに急勾配箇所のすべり止め材配備およびすべり止め舗装を施すことにより通行性を確保する。</u></p> <p><u>c. 屋内アクセスルートの確保</u></p> <p>防災課長は、屋内のアクセスルートの確保にあたって、以下の運用管理を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p><u>(a) 屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せてその他屋内設備の被害状況の把握を行う。</u></p> <p><u>(b) 地震、津波その他想定される自然現象による影響および原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</u></p> <p><u>(c) 重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛または転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</u></p> <p><u>(d) 機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用し、屋内アクセスルートを通行する。</u></p> <p><u>(e) アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し確保する。</u></p> <p><u>(2) 復旧作業に係る事項</u></p> <p><u>a. 予備品等の確保</u></p> <p>各課長は、重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施するために必要な予備品等を以下の方針に基づき確保することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p><u>(a) 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</u></p> <p><u>(b) 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</u></p> <p><u>(c) 復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</u></p> <p><u>(d) 地下水位低下設備が機能喪失した場合に復旧作業等を行うため、必要な資機材として、可搬型設備および予備品を確保する。</u></p> <p>なお、多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのブルドーザ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器、その他の作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。</p> <p><u>b. 保管場所</u></p> <p>各課長は、予備品等について、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管することならびに地下水位低下設備の可搬型設備および予備品について、外部事象の影響を受けない場所に保管することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p><u>c. アクセスルートの確保</u></p> <p><u>(1) 「アクセスルートの確保」と同じ。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>(3) 支援に係る事項</u>  <u>防災課長および原子力部長は、支援に係る事項について、以下の方針に基づき実施することを品質マネジメント文書に定める。</u>  <u>a. 防災課長は、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるよう、重大事故等対処設備、予備品および燃料等の手段を確保する。</u>  <u>また、プラントメーカー、協力会社その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議および合意の上、外部からの支援計画を策定する。重大事故等が発生した場合、本店対策本部が充足し協力体制が整い次第、プラントメーカーおよび協力会社等から現場操作対応等を実施する要員の派遣、事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等、重大事故等発生後に必要な支援および要員の運搬ならびに迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。</u>  <u>b. 原子力部長は、他の原子力事業者より、要員の派遣、資機材の貸与および環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボットおよび無線重機等の資機材ならびに資機材を操作する要員および発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を策定する。</u>  <u>さらに、発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段および燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間で支援を受けられる体制を確立する。</u>  <u>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品および放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を確立する。</u></p> <p><u>1. 3 手順書の整備</u>  <u>(1) 各課長は、重大事故等発生時において、事象の種類および事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。</u>  <u>また、使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）ならびに重大事故等対策要員および初期消火要員（消防車隊）が使用する手順書（以下「発電所対策本部用手順書」という。）を整備する。</u>  <u>a. 発電管理課長および防災課長は、全ての交流動力電源および常設直流電源系統の喪失、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障または複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で2号炉の原子炉施設の状態の把握および実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法および判断基準を運転操作手順書および発電所対策本部用手順書に定める。</u>  <u>b. 発電管理課長および防災課長は、パラメータを計測する計器故障または故障が疑われる場合に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順および計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書および発電所対策本部用手順書に定める。</u>  <u>具体的には、表1.5「1.5. 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</u>  <u>c. 発電管理課長および防災課長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため、以下の判断基準を運転操作手順書または発電所対策本部用手順書に定める。</u>  <u>(a) 原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるようにする判断基準</u>  <u>(b) 炉心の著しい損傷または原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇または使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注水を行えるようにする判断基準</u>  <u>(c) 原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前または原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に原子炉格納容器フィルタベント系等の使用が行えるようにする判断基準</u>  <u>(d) 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮した手順着手の判断基準</u>  <u>(e) 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</u>  <u>(f) 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準</u>  <u>d. 発電管理課長および防災課長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき、以下の判断基準を手順書に定める。</u>  <u>(a) 発電管理課長は、重大事故等発生時の運転操作において、発電課長が躊躇せず指示できる判断基準を運転操作手順書に定める。</u>  <u>(b) 防災課長は、重大事故等発生時の発電所対策本部の活動において、発電所対策本部長が方針に従った判断を実施するための判断基準を発電所対策本部用手順書に定める。</u>  <u>e. 発電管理課長および防災課長は、発電所内の運転員と重大事故等対策要員（運転員を除く。）が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書および発電所対策本部用手順書を適切に定める。</u>  <u>(a) 運転操作手順は、事故の進展状況に応じて以下のように構成し定める。</u>  <u>i. 警報処置運転手順書</u>  <u>中央制御室および現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作に使用</u>  <u>ii. 非常時操作手順書（イベントベース）</u>  <u>単一の故障等で発生する可能性のある異常または事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用</u>  <u>iii. 非常時操作手順書（徴候ベース）</u>  <u>事故の起因事象を問わず、非常時操作手順書（イベントベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常または事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に使用</u>  <u>iv. 非常時操作手順書（シビアアクシデント）</u>  <u>非常時操作手順書（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至るおそれがある場合、または炉心損傷に至った場合に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用</u>  <u>v. 非常時操作手順書（設備別）</u>  <u>非常時操作手順書（徴候ベース）および非常時操作手順書（シビアアクシデント）で使用する設備に対しての個別の操作内容を定めた手順</u>  <u>vi. プラント停止時に発生する可能性のある異常または事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用</u>  <u>(b) 発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。発電所対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討および現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</u>  <u>(c) 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。</u>  <u>i. 異常または事故の発生時、警報処置運転手順書により初期対応を行う。</u>  <u>ii. 警報処置運転手順書による事象が進展した場合には、警報処置運転手順書から非常時操作手順書（イベントベース）に移行する。</u>  <u>iii. 原子炉停止中において、警報処置運転手順書による対応中に非常時操作手順書（プラント停止中）の導入条件が成立した場合には、非常時操作手順書（プラント停止中）に移行する。</u>  <u>iv. 警報処置運転手順書および非常時操作手順書（イベントベース）による対応中は、パラメータ（炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性等）を常に監視し、非常時操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時操作手順書（徴候ベース）に移行する。</u>  <u>v. 非常時操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、非常時操作手順書（イベントベース）に具体的内容を定めている対応については非常時操作手順書（イベントベース）を参照する。</u>  <u>vi. 異常または事故が収束した場合は、非常時操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>を行う。</u></p> <p><u>vii. 非常時操作手順書（微候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至るおそれがある場合、または炉心損傷に至った場合は、非常時操作手順書（シビアアクシデント）に移行する。</u></p> <p><u>f. 発電管理課長および防災課長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書および発電所対策本部用手順書に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。</u>  <u>具体的な手順については、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」参照。</u></p> <p><u>(a) 監視することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータをあらかじめ選定し、運転操作手順書および発電所対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(b) 記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を発電所対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(c) 原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を発電所対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(d) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を発電所対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>(e) 有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に定めること。</u>  <u>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、重大事故等対策要員（運転員を除く。）が運転操作を支援するための参考情報とし、発電所対策本部用手順書に定めること。</u></p> <p><u>g. 各課長は、前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持および事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制および手順を整備する。</u></p> <p><u>(a) 発電管理課長および防災課長は、大津波警報が発表された場合、原則として原子炉の停止および冷却操作を行う手順、また、所員の避難および扉の閉止を行い、取水ピット水位計および津波監視カメラによる津波の継続監視を行う手順を整備する。</u>  <u>ただし、以下の場合はその限りではない。</u></p> <p><u>i. 大津波警報が誤報であった場合。</u></p> <p><u>ii. 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除または見直された場合。</u></p> <p><u>(b) 各課長は、台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化および巡視点検を強化する手順を整備する。</u></p> <p><u>(c) 各課長は、前兆事象に伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化および前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</u></p> <p><u>h. 防災課長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする手順と体制を定める。</u></p> <p><u>i. 防災課長は、予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転・対処要員に対して配備した防護具を着用することおよび防護具のバックアップ体制を整備することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を定める。</u></p> <p><u>j. 防災課長は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合に、発電課長等に連絡し、発電課長等は連絡責任者を經由して通信連絡設備により、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を定める。</u></p> <p><u>(2) 各課長は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作により速やかに切り替えられるよう当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を手順書に定める。</u></p> <p><u>(3) 防災課長は、地下水位低下設備の機能喪失のおそれがある場合または機能喪失の場合に備え、地下水位低下設備の復旧作業に的確かつ柔軟に対処できるように、手順を整備する。さらに、地下水位低下設備の機能喪失が外部からの支援が可能となるまでの一定期間を超え長期に及ぶ場合を想定し、外部支援等によりアクセスルートの通行性の確保を図る手順の整備を行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の改正に伴う変更</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>1. 4 定期的な評価</u></p> <p><u>(1) 各課長は、1. 1項から1. 3項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。</u></p> <p><u>(2) 防災課長は、(1)の活動の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に計画の評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p> <p><u>(3) 原子力部長は、1. 1項および1. 2項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	理由
	<p style="text-align: center;"><u>重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等</u></p> <p>表1 <u>緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</u>                  表2 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</u>                  表3 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</u>                  表4 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</u>                  表5 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</u>                  表6 <u>原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</u>                  表7 <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</u>                  表8 <u>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</u>                  表9 <u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</u>                  表10 <u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</u>                  表11 <u>使用済燃料プールの冷却等のための手順等</u>                  表12 <u>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</u>                  表13 <u>重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</u>                  表14 <u>電源の確保に関する手順等</u>                  表15 <u>事故時の計装に関する手順等</u>                  表16 <u>中央制御室の居住性等に関する手順等</u>                  表17 <u>監視測定等に関する手順等</u>                  表18 <u>緊急時対策所の居住性等に関する手順等</u>                  表19 <u>通信連絡に関する手順等</u>                  表20 <u>重大事故等対策における操作の成立性</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表1</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止および手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>発電課長は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「スクラム不能異常過渡事象」という。なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。）が発生するおそれがある場合またはスクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替制御棒挿入機能により、制御棒が自動で緊急挿入するため、原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能等を作動させて制御棒を緊急挿入し、原子炉を緊急停止する。</p> <p><b>【手順着手の判断基準】</b></p> <p>原子炉自動スクラム信号が発信した場合または原子炉手動スクラム操作をした場合。</p> <p>2. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>発電課長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p><b>【手順着手の判断基準】</b></p> <p>非常時操作手順書（微候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合（制御棒位置指示系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する。）。</p> <p>3. 自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止</p> <p>発電課長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、自動減圧系作動阻止機能の手動操作または中性子束高および原子炉水位低（レベル2）の信号による自動作動により、自動減圧系および代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> <p><b>【手順着手の判断基準】</b></p> <p>非常時操作手順書（微候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合（制御棒位置指示系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する。）。</p> <p>4. ほう酸水注入</p> <p>発電課長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界とする。</p> <p><b>【手順着手の判断基準】</b></p> <p>非常時操作手順書（微候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合（制御棒位置指示系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もスクラム不能異常過渡事象と判断する。）。</p> <p><b>（配慮すべき事項）</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入するため、原子炉が緊急停止したことを確認する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>代替制御棒挿入機能により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能等を作動させて制御棒を緊急挿入し、原子炉を緊急停止する。</u></p> <p><u>代替制御棒挿入機能により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、自動減圧系および代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、原子炉を未臨界とする。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表2</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 高圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系の故障により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>① 中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>② 中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策および原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>1. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却</p> <p>発電課長は、全交流動力電源喪失および常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系による原子炉の冷却のほか、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>全交流動力電源喪失および常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作および現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合または高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>2. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動または運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の125V蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>① 代替交流電源設備により125V充電器に給電し、直流電源を供給する。</p> <p>② 可搬型代替直流電源設備等により直流電源を供給する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動または運転継続に必要な所内常設蓄電式直流電源設備の125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備または可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>全交流動力電源喪失および常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p>冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。                  中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手动操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。                  いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合または高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉を冷却する。                  これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策および原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。                  全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動または運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の125V蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備により125V充電器を充電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより原子炉を冷却する。                  代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより原子炉を冷却する。                  代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備等への燃料補給および復水貯蔵タンクへの補給をすることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策および原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p> <p>○現場での弁の手动操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項                  現場での弁の手动操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、R C I Cタービンポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策および原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。</p> <p>○現場での弁の手动操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件                  R C I Cタービンポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。</p> <p><b>監視および制御</b>                  発電課長および発電所対策本部は、「高圧代替注水系による原子炉の冷却」および「原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却」により原子炉へ注水する際には、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）等により監視する。                  また、これらの計測機器が故障または計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。                  中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系ポンプ出口流量、復水貯蔵タンク水位等により監視する。                  現場での弁の手动操作により高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、高圧代替注水系ポンプ出口流量等により監視する。                  原子炉圧力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作または現場での弁の操作により原子炉圧力容器内の水位を制御する。                  [手順着手の判断基準]                  復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p><b>重大事故等の進展抑制</b>                  1. ほう酸水注入系による進展抑制                  発電課長は、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系による原子炉への高圧注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する。                  [手順着手の判断基準]                  原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b>                      発電課長は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系または高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。                      「手順着手の判断基準」                      復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p><b>作業性</b>                      高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系の起動操作は、通常の弁操作である。</p> <p><b>電源確保</b>                      全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備を用いてほう酸水注入系へ給電する。</p> <p><b>燃料補給</b>                      表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表3</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</u></p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、<u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</u></p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</u></p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 手動操作による減圧</p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開放し、原子炉を減圧する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 主復水器が使用不可能であるが、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>② 急速減圧の場合 低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>③ 炉心損傷後の減圧の場合 高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系統※2以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>④ 注水手段がない場合 炉心損傷後において、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p>※1:「低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）および復水給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系およびろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）またはろ過水系のいずれか1系統をいう。</p> <p>2. 減圧の自動化</p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉が減圧できない場合は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、原子炉を減圧する。</p> <p><u>[配慮すべき事項]</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系または低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、主蒸気逃がし安全弁等により原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低（レベル1）設定点到達10分後および残留熱除去系（低圧注水モード）または低圧炉心スプレー系が運転している場合は、代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより原子炉を減圧する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>サポート系故障時</b></p> <p><b>1. 常設直流電源系統喪失時の減圧</b></p> <p>発電課長は、常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>（1）125V代替蓄電池により直流電源を確保する。その後、125V代替蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</p> <p><b>〔手順着手の判断基準〕</b></p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。</p> <p>① 炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系統<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合。注水手段がない場合の原子炉の減圧は、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置）に到達した場合。</p> <p>② 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を可搬型代替直流電源設備から給電可能な場合。</p> <p>※1:「低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）および復水給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系およびろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）またはろ過水系のいずれか1系統をいう。</p> <p>（2）主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。</p> <p><b>〔手順着手の判断基準〕</b></p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、可搬型代替直流電源設備が使用できない場合で、以下の条件が成立した場合。</p> <p>炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系統<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合。注水手段がない場合の原子炉の減圧は、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置）に到達した場合。</p> <p>※1:「低圧注水系または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）および復水給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系およびろ過水系のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）またはろ過水系のいずれか1系統をいう。</p> <p><b>2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保</b></p> <p>発電課長は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータおよび主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスポンプに切り替える。</p> <p><b>〔手順着手の判断基準〕</b></p> <p>① 高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替え 高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>② 高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンプへの切替え</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>3. 代替高圧窒素ガス供給系による減圧</p> <p>発電課長は、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータおよび主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベからの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、使用可能な高圧窒素ガスポンベと取り替える。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>① 代替高圧窒素ガス供給系の中央制御室からの遠隔操作</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系（常用）および主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧できない場合。</p> <p>② 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベの取替え</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ガスポンベの作動窒素供給圧力が規定圧力未満となった場合。</p> <p>③ 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放</p> <p>炉心損傷を判断し、原子炉格納容器内の圧力が 427kPa〔gage〕を超えるおそれがある状態において原子炉を減圧する場合。</p> <p>4. 代替電源設備を用いた主蒸気逃がし安全弁の復旧</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源喪失または常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動せず原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>① 可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>常設直流電源喪失により、1 2 5 V 直流主母線 2 A および 2 B の電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な場合。</p> <p>② 代替交流電源設備により 1 2 5 V 充電器に給電することで直流電源を確保する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、1 2 5 V 直流主母線 2 A および 2 B の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備または可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な場合。</p> <p>（配慮すべき事項）</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により 1 2 5 V 充電器を充電することで直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系（常用）の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系（常用）および主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素が喪失し、主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）にて原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>減圧する。</u></p> <p><b>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</b>                      発電課長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態                      で破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる原子炉格納                      容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の自動操作により原子炉を減圧する。                      [手順着手の判断基準]                      「対応手段等」<u>フロントライン系故障時</u> 1. 自動操作による減圧 手順着手の判断基準 c. 炉心                      損傷後の減圧の場合」と同じ。</p> <p><b>インターフェイスシステムLOCA発生時</b>                      発電課長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材                      の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。                      漏えい箇所の隔離ができない場合は、原子炉を手動停止するとともに、主蒸気逃がし安全弁等により原                      子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。                      原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建                      屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力および温度の上昇を抑制し、環境                      を改善する。                      [手順着手の判断基準]                      非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇もし                      くはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化または漏えい関連警報                      の発生によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u>                      ○インターフェイスシステムLOCAによる溢水の影響                      隔離操作場所および隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより                      漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。                      ○インターフェイスシステムLOCAの検知                      インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。                      非常用炉心冷却系ポンプおよび原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各                      部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器、放射線モニタおよび火災感知器に                      より行う。                      ○作業性                      インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留および蒸気による高湿度環境が想                      定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。</p> <p><b>代替自動減圧機能による原子炉の自動減圧時の留意事項</b>                      表1「1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、原子炉の自                      動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧系作                      動阻止機能により自動減圧系および代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p> <p><b>主蒸気逃がし安全弁の背圧対策</b>                      主蒸気逃がし安全弁が想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実                      に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作                      動に必要なより高い圧力の窒素を供給する。</p> <p><b>燃料補給</b>                      表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法                      の一部施行に伴う変更                      （新規制基準の施行に伴                      う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表4</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>原子炉運転中の場合</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>① 復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>復水給水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）および代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p>④ 交流電源が確保できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により注水する。</p> <p><b>（配慮すべき事項）</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。また、交流電源が確保できない場合は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>水系ポンプ) により原子炉を冷却する。</p> <p><b>原子炉運転中の場合</b>  <b>サポート系故障時</b>                      常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）および低圧炉心スプレイ系の復旧                      発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系を復旧し、サブプレッションチェンバを水源として、原子炉压力容器へ注水し、原子炉を冷却する。また、常設代替交流電源設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系を運転継続する。原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に原子炉からの除熱を行う。                      [手順着手の判断基準]                      ① 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧                      常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系または2D系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態<sup>*</sup>に復旧された場合。                      ② 低圧炉心スプレイ系を使用する場合                      常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態<sup>*</sup>に復旧された場合。                      ※：設備に異常がなく、電源、補機冷却水および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている状態。                      (配慮すべき事項)                      ○重大事故等時の対応手段の選択                      外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。残留熱除去系（低圧注水モード）の運転ができない場合は、低圧炉心スプレイ系により原子炉を冷却する。                      原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。                      原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> <p><b>原子炉停止中の場合</b>  <b>フロントライン系故障時</b>                      低圧代替注水系による原子炉の冷却                      発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉压力容器へ注水し、原子炉を冷却する。                      ① 復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。                      [手順着手の判断基準]                      原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合<sup>*</sup>。                      ※：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。                      ② 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉压力容器へ注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。                      なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。                      [手順着手の判断基準]                      原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>*</sup>。                      ※：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。                      (配慮すべき事項)                      ○重大事故等時の対応手段の選択                      設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>より原子炉を冷却する。</u>                      低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。                      なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p> <p><b>原子炉停止中の場合</b>  <b>サポート系故障時</b>                      常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧                      発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、原子炉の除熱を実施する。また、常設代替交流電源設備へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転継続する。                      [手順着手の判断基準]                      常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系および2D系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。                      ※：設備に異常がなく、電源および補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）以上で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。                      (配慮すべき事項)                      ○重大事故等時の対応手段の選択                      外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。                      原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。                      原子炉補機代替冷却水系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等による原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p> <p><b>原子炉運転中の場合</b>  <b>熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</b>                      低圧代替注水系による残存熔融炉心の冷却                      発電課長および発電所対策本部は、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するもの、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、残存熔融炉心を冷却する。                      ① サプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。                      [手順着手の判断基準]                      原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。                      ※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇もしくは指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下または原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。                      ※2：代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。なお、原子炉圧力容器への注水と同時に代替循環冷却ポンプによるドライウェルスブレイまたは原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合の優先順位は、以下のとおりとする。                      優先1：ドライウェルスブレイおよび原子炉圧力容器への注水                      優先2：ドライウェルスブレイ                      優先3：原子炉圧力容器への注水                      優先4：原子炉格納容器下部への注水                      ② 代替循環冷却系により残存熔融炉心の冷却ができない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。                      [手順着手の判断基準]                      原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、代替循環冷却系が使用できず、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。                      ※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇もしくは指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>納容器下部の雰囲気温度の低下または原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。                  ※2：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉压力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。なお、原子炉压力容器への注水と同時に復水移送ポンプによるドライウェルスプレイまたは原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合の優先順位は、以下のとおりとする。                  優先1：ドライウェルスプレイ                  優先2：原子炉压力容器への注水                  優先3：原子炉格納容器下部への注水</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。                  [手順着手の判断基準]</p> <p>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。                  ※1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇もしくは指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下または原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。                  ※2：低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。</p> <p>(配慮すべき事項)                  ○重大事故等時の対応手段の選択                  溶融炉心が原子炉压力容器内に残存した場合において、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心を冷却する。                  代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心を冷却する。                  低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。                  なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p> <p>○残存溶融炉心の冷却における留意事項                  低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等により十分な注水量が確保できない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b>                  発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モードまたは原子炉停止時冷却モード）または低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。                  [手順着手の判断基準]                  残留熱除去系（低圧注水系）については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。                  低圧炉心スプレイ系については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。                  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）以上で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p><b>作業性</b>                  低圧代替注水系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプI）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p><b>電源確保</b>                  全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>燃料補給</u>                      表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更                      （新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表5</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却水系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱                      発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モードおよび格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。                      ① 原子炉格納容器フィルタベント系により輸送する。                      ② 原子炉格納容器フィルタベント系が使用できない場合は、耐圧強化ベント系により輸送する。                      原子炉格納容器フィルタベント系および耐圧強化ベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。                      [手順着手の判断基準]                      炉心損傷<sup>※1</sup>前において、原子炉格納容器内の圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合。                      また、炉心損傷<sup>※1</sup>前において、原子炉格納容器内の圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合で、原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失<sup>※2</sup>した場合。                      ※1：「炉心損傷」は、格納容器内雰囲気放射線モニターで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニターが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。                      ※2：「原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p> <p><b>(配慮すべき事項)</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択                      設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施する。                      原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施する。                      原子炉格納容器フィルタベント系および耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベントの実施に当たり、隔離弁を中央制御室から操作できない場合は、現場で手動操作を行う。                      なお、原子炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系により原子炉格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッションチェンバを経由する経路を第一優先とする。                      サプレッションチェンバ側のベントラインが使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>原子炉補機代替冷却水系による除熱                      発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障等または全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却水系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。                      [手順着手の判断基準]                      原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障または全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を使用できない場合。</p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モードまたは格納容器スプレイ冷却モード）および原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>海水系を含む。）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内および原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。</u></p> <hr/> <p><u>作業性</u>  <u>原子炉格納容器フィルタベント系および耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋付属棟内で実施する。</u>  <u>原子炉補機代替冷却水系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p> <hr/> <p><u>電源確保</u>  <u>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</u>  <u>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備を用いて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モードまたは格納容器スプレイ冷却モード）へ給電する。</u></p> <hr/> <p><u>燃料補給</u>  <u>表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表6</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>炉心損傷前</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>① 復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>※2</sup>した場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度または圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p><b>（配慮すべき事項）</b></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p><b>炉心損傷前</b></p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モードおよびサブプレッションプール水冷却モード）の復旧</p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し、サブプレッションチェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が全交流動力</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧し、サブプレッションプール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モードおよびサブプレッションプール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>原子炉格納容器内へのスプレイについては、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系または2D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態<sup>*1</sup>に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>*2</sup>した場合。</p> <p>サブプレッションプール水の除熱については、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系または2D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が使用可能な状態<sup>*1</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度または圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
	<p><u>炉心損傷後</u></p> <p><u>フロントライン系故障時</u></p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p>① 復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器代替スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>*2</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>*3</sup>した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度または原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。また、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器代替スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>*2</sup>で、</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、</p>	

変更前	変更後	理由
	<p>交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p><b>炉心損傷後</b></p> <p><b>サポート系故障時</b></p> <p>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モードおよびサブプレッションプール水冷却モード）の復旧</p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し、サブプレッションチェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧し、サブプレッションプール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モードおよびサブプレッションプール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>原子炉格納容器へのスプレイについては、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系または2D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態<sup>※2</sup>に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>※3</sup>した場合。</p> <p>サブプレッションプール水の除熱については、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線2C系または2D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が使用可能な状態<sup>※2</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力または圧力抑制室圧力指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p>発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モードまたはサブプレッションプール水冷却モード）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>※</sup>した場合。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）については、以下のいずれかの状態に該当した場合。</p> <p>① 主蒸気逃がし安全弁開固着</p> <p>② サブプレッションプール水温度指示値が規定温度以上</p> <p>③ 圧力抑制室内空気温度指示値が規定温度以上</p> <p>※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度または圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p> <p><b>作業性</b></p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプ1）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><b>電源確保</b>  <a href="#">全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。</a></p> <hr/> <p><b>燃料補給</b>  <a href="#">表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</a></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表7</u></p> <p><u>操作手順</u></p> <p><u>7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</u></p> <p><u>対応手段等</u></p> <p>1. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱</p> <p>発電課長は、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>*2</sup>原子炉格納容器内の減圧および除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</p> <p>① 代替循環冷却系が使用可能<sup>*3</sup>であること。</p> <p>② 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）または原子炉補機代替冷却水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。</p> <p>③ 原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.3vol%以下<sup>*4</sup>であること。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に故障が発生した場合または駆動に必要な電源もしくは補機冷却水が確保できない場合。</p> <p>※3：設備に異常がなく、電源および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>※4：格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.3vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系によるスプレイを実施することで、ドライウエル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系の復旧または代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧および除熱ができない場合または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>*1</sup>において、残留熱除去系および代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合<sup>*2</sup>または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.0vol%に到達した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：原子炉の冷却ができない場合または原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧および除熱を行う。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の原子炉格納容器ベントの実施に当たり、隔離弁を中央制御室から操作できない場合は、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッションチェンバを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>サブプレッションチェンバ側のベントラインが使用できない場合は、ドライウエルを経由する経路を第二優先とする。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>代替循環冷却時の留意事項</b></p> <p>○放射線防護 代替循環冷却系の運転後、長期にわたる系統廻りの線量低減対策として、大容量送水ポンプ（タイプ1）により系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。</p> <p>○電源確保 全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて代替循環冷却系へ給電する。</p> <p><b>原子炉格納容器ベント時の留意事項</b></p> <p>○原子炉格納容器フィルタベント系の不活性ガスによる系統内の置換 原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素）であらかじめ置換する。</p> <p>○原子炉格納容器の負圧破損の防止 原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する。また、原子炉格納容器内の圧力が規定の圧力まで低下した場合に、格納容器スプレイを停止する。</p> <p>○放射線防護 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、放射性雲の影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避所へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋付属棟内に設置する。 また、原子炉格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p> <p>○電源確保 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p><b>作業性</b> 原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋付属棟内で実施する。</p> <p><b>燃料補給</b> 表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表8</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉压力容器へ注水する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</b></p> <p>原子炉格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>1. 発電課長および発電所対策本部は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に達した場合は、以下の手段により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>① サプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合で、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源、補機冷却水および水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>② 代替循環冷却系により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）により注水する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合で、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器代替スプレー系（常設）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>③ 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）により注水できない場合は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）等により注水する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>原子炉格納容器下部注水（常設）（復水移送ポンプ）において、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合で、代替循環冷却系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）および原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>原子炉格納容器下部注水（常設）（代替循環冷却ポンプ）において、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合で、代替循環冷却系および原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用可能な場合<sup>※</sup>。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源および水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>2. 発電課長および発電所対策本部は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉压力容器が破損した場合は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>① サプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系または原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）により注水する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>代替循環冷却系において、原子炉压力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）において、原子炉压力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却水ポンプ）が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>※1：「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加または原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※2：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇もしくは指示値の喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下または原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>※3：設備に異常がなく、電源および水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>② 代替循環冷却系または原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）または原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）において、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、代替循環冷却系および原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）において、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）および原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加または原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇または指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p> <p>※3：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>③ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）または原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。</p> <p>なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）および原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ系（可搬型）において、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）において、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>および破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※3</sup>。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇または指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p> <p>※3：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合の原子炉格納容器下部への初期水張りは、スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能な場合は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）または原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器が破損した場合の原子炉格納容器下部への注水は、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源および水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系または原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系および原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）または原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</u></p> <p><u>原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>発電課長および発電所対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、復水貯蔵タンクを水源として、高圧代替注水系により注水する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、サブプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>③ 代替循環冷却系により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>④ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。</p> <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p>⑤ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源および水源（ほう酸水注入系貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源および</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉压力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水ができない状況において、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉压力容器へ注水する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器へ注水する。</u></p> <p><u>交流電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</u></p> <p><u>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉压力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</u></p> <p><b>作業性</b></p> <p><u>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）および低圧代替注水系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</u></p> <p><b>電源確保</b></p> <p><u>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器下部注水系または低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</u></p> <p><b>燃料補給</b></p> <p><u>表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表9</u></p> <p><u>操作手順</u></p> <p><u>9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素および酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素および酸素の排出ならびに原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視を行う。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p>1. 原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>発電課長は、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</p> <p>2. 可搬型窒素ガス供給装置および原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、原子炉格納容器内に発生する水素および酸素を以下の手段により抑制または排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>① 可搬型窒素ガス供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>炉心損傷を判断した場合*において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度および酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合。</p> <p>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>② 原子炉格納容器フィルタベント系により排出する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>炉心損傷を判断した場合*において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度および酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.0vol%およびウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達**した場合**。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合において、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系または残留熱除去系によるスプレイを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p>※3：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合または原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に原子炉格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合または原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>3. 原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視</p> <p>発電課長は、原子炉格納容器内に発生する水素および酸素の濃度を格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度および格納容器内雰囲気酸素濃度を用いて測定し、監視する。</p> <p>全交流動力電源または直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度および格納容器内雰囲気酸素濃度を用いて測定し、監視する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視については、炉心損傷を判断した場合* 1. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度監視については、炉心損傷を判断した場合*において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合**。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源および補機冷却水が確保されている場合。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択                      代替循環冷却系または残留熱除去系により原子炉格納容器内の除熱を開始した場合において、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素ガス供給装置を用いて不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。                      原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.3vol%およびウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素および酸素を排出する。                      なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素および酸素を排出する場合は、スクラビング効果が期待できるサブプレッションチェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッションチェンバ側のベントラインが使用できない場合は、ドライウエルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>○原子炉格納容器内の水素および酸素の排出時の留意事項                      原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、フィルタ装置出口水素濃度にて水素濃度を監視する。また、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、フィルタ装置出口放射線モニタの放射線量率および事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。                      原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、放射性雲の影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避所へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。                      現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋付属棟内に設置する。                      また、原子炉格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p> <p><u>作業性</u>                      原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建屋付属棟内で実施する。</p> <p><u>電源確保</u>                      全交流動力電源または直流電源が喪失した場合は、代替電源設備を用いて原子炉格納容器内の水素および酸素の排出に必要な電動弁、格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度および格納容器内雰囲気酸素濃度へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表10</u></p> <p><u>操作手順</u></p> <p><u>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制および原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視を行う。</u></p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>1. 原子炉建屋内の水素濃度監視</u></p> <p>発電課長は、原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建屋内水素濃度を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を監視する。                  全交流動力電源喪失または直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合*。                  ※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p><u>2. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制</u></p> <p>発電課長は、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を用いて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状態を監視する。                  全交流動力電源喪失または直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を用いて監視する。</p> <p><u>[手順着手の判断基準]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合*。                  ※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○非常用ガス処理系の停止                  非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表1.1</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1.1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体または使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、および臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、および放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への放射性物質の拡散抑制および使用済燃料プールの監視を行う。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能の喪失時または使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時</b></p> <p>1. 燃料プール代替注水</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系（燃料プール水の冷却）および燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合または使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>① 代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位低警報または燃料プール温度高警報が発生した場合。</li> <li>使用済燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。</li> </ul> <p>② 大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料取替床へアクセスできる場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位低警報または燃料プール温度高警報が発生した場合。</li> <li>使用済燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。</li> </ul> <p>2. 漏えい抑制</p> <p>発電課長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p> <p><b>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</b></p> <p>1. 燃料プールスプレイ</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p> <p>① 代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールスプレイ系（常設配管）からスプレイする。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。</li> </ul>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>・使用済燃料プールの水位が、使用済燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回ったことを使用済燃料プール水位/温度にて確認した場合。</p> <p>② 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイできない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により燃料プールのスプレイ系（可搬型）からスプレイする。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至り、燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料取替床へアクセスできる場合。</p> <p>・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。</p> <p>・使用済燃料プールの水位が、使用済燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回ったことを使用済燃料プール水位/温度にて確認した場合。</p> <p>2. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所対策本部は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。本対応手段は、表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気へ放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表12「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照。</p> <p><b>重大事故等時における使用済燃料プールの監視</b></p> <p>1. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</p> <p>発電課長は、使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能喪失または使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）および使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位/放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p> <p>2. 代替電源による給電</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源喪失または直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため、所内常設蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備または可搬型代替直流電源設備から使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から使用済燃料プール水位/温度（ガイドバルブ式）、使用済燃料プール監視カメラへ給電する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表14「14. 電源の確保に関する手順等」参照。</p> <p><b>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止</b></p> <p>燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</p> <p>発電課長は、燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却水系の機能喪失時、常設代替交流電源設備または可搬型代替交流電源設備により非常用高圧母線の受電が完了し、原子炉補機代替冷却水系および燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態<sup>*</sup>である場合。</p> <p>※：設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）および原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水が確保されている状態。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>重大事故等時の対応手段の選択</b>                      使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能が喪失した場合または使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水またはスプレイ可能となるよう準備する。                      また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水またはスプレイする場合は、常設配管を優先して使用し、常設配管が使用できない場合は、可搬型を使用する。                      全交流動力電源の喪失および原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p> <p><b>作業性</b>                      燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）および燃料プールのスプレイ系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> <p><b>燃料補給</b>                      表14「14. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表 1.2</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1.2. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制および海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷</b></p> <p>1. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所対策本部は、炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合または大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプII）および放水砲による放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常な漏えいにより原子炉格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧および除熱をしているものの、原子炉建屋ベント設備を開放する場合、使用済燃料プールへのスプレイができない場合またはプラントの異常によりモニタリング設備の指示がオーダレベルで上昇した場合は、原子炉建屋に海水を放水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を判断した場合*において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合</li> <li>・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合</li> <li>・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合</li> </ul> <p>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>2. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所対策本部は、大容量送水ポンプ（タイプII）および放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、南側排水路排水樹、タービン補機放水ビット、北側排水路排水樹および取水口の合計4箇所シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <p>設置に当たっては、放水した汚染水が直接流れ込む南側排水路排水樹およびタービン補機放水ビットの2箇所を優先する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</p> <p><b>航空機燃料火災への泡消火</b></p> <p>発電所対策本部は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプII）、放水砲および泡消火薬剤混合装置により、泡消火を実施する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p><b>操作性</b></p> <p>放水砲は風向き等の天候状況およびアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。</p> <p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状または噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>作業性</b>  <u>大容量送水ポンプ（タイプⅡ）および放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</u>  <u>ホース等の取り付けは、速やかに作業ができるように大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</u></p> <p><b>燃料補給</b>  <u>表1.4「1.4. 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表 1.3</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1.3. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッションチェンバおよび復水貯蔵タンクとは別に、重大事故等の収束に必要な水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を確保する。さらに、代替淡水源として淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ、淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）、海およびほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として対応し、ならびに復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）への水の補給を行う。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>水源を利用した対応手順</b></p> <p>1. 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段</p> <p>発電課長は、サブプレッションチェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、以下の手段により対応する。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系または高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）または低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(4) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表6「6. 原子炉格納容器の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(5) 原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）または原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表8「8. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>2. サプレッションプールを水源とした対応手段</p> <p>発電課長は、復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、サブプレッションチェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(2) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）により原子炉格納容器内を除熱する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表6「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(3) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によりサブプレッションプールを除熱する。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>表6「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p>(4) <u>残存溶融炉心の冷却および原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器内を除熱する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」、表7「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、代替循環冷却系または原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）により原子炉格納容器下部へ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>3. <u>淡水貯水槽を水源とした対応手段</u>                      発電課長および発電所対策本部は、復水貯蔵タンクおよびサブプレッションチェンバを水源として利用できない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、以下の手段により対応する。                      なお、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）が枯渇する可能性がある場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。原子炉格納容器フィルタベント系を使用した時にフィルタ装置への水の補給が必要な場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ1）により補給する。</p> <p>(1) <u>低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表6「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(3) <u>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）または原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(4) <u>燃料プール代替注水系（常設配管）または燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プールへ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(5) <u>燃料プールスプレイ系（常設配管）または燃料プールスプレイ系（可搬型）により使用済燃料プールへスプレイする。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>4. <u>海を水源とした対応手段</u>                      発電課長および発電所対策本部は、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバおよび淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手段により対応する。</p> <p>(1) <u>低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表4「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(2) <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表6「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(3) <u>原子炉格納容器下部注水系（可搬型）または原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p>(4) <u>燃料プール代替注水系（常設配管）または燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プールへ注水する。</u>  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表11「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p>(5) <u>燃料プールスプレイ系（常設配管）または燃料プールスプレイ系（可搬型）により使用済燃料プールへスプレイする。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表1「1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。                      (6) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）により補機冷却水を確保する。  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表5「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」と同様である。                      原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却水系を使用し、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。本対応手段は、表5「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の原子炉補機代替冷却水系による除熱と同様である。                      炉心の著しい損傷が発生した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合または大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）および放水砲により放水する。本対応手段は、表1「2. 1. 2. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。                      原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、放水砲および泡消火薬剤混合装置により泡消火を実施する。本対応手段は、表1「2. 1. 2. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</p> <p>5. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段                      発電課長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合または重大事故等の進展抑制および溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注水する。  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      表1「1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等」、表2「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」または表8「8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」と同様である。</p> <p><u>水源へ水を補給するための対応手段</u>                      1. 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段                      発電所対策本部は、水源として復水貯蔵タンクを利用する場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）の水を大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により復水貯蔵タンクへ補給する。                      また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（取水口または海水ポンプ室）から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）へ補給した海水または大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により送水された海水を復水貯蔵タンクへ補給する。  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      ① 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給                      復水貯蔵タンクへ補給が必要な場合で、淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給が可能な場合。                      ② 海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの補給                      淡水貯水槽（No.1）、淡水貯水槽（No.2）および淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給が実施できない場合で、海を水源とした大容量送水ポンプによる復水貯蔵タンクへの補給が可能な場合。</p> <p>2. 淡水貯水槽へ水を補給するための対応手段                      発電所対策本部は、水源として淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を使用する場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の付属水中ポンプを淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）へ1台ずつ投入することにより、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）の淡水を利用する手段がある。                      また、海水を利用する場合は、海水取水箇所（取水口または海水ポンプ室）から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）へ補給する。  <u>〔手順着手の判断基準〕</u>                      淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉圧力容器への注水等の各種注水／補給を実施している場合に、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）が枯渇するおそれがある場合。</p> <p><u>送水ルートを選択</u>                      水源と接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選定する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>切替え性</u>                      大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の水源は、淡水貯水槽（No.1）（淡水）および淡水貯水槽（No.2）（淡水）を優先して使用する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を経由することにより、供給を中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。                      サプレッションチェンバ（内部水源）を水源として使用できない場合、復水貯蔵タンク（外部水源）から注水するが、サプレッションチェンバ（内部水源）が使用可能となった場合は、外部水源から切り替える。</p> <p><u>成立性</u>                      海水取水時には、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）および大容量送水ポンプ（タイプⅡ）付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し異物の混入を防止する。</p> <p><u>作業性</u>                      復水貯蔵タンクまたは淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）への補給で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）または大容量送水ポンプ（タイプⅡ）のホース敷設等はホース延長回収車を使用し、ホースの接続は汎用の結合金具を使用し容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>表14</u></p> <p><u>操作手順</u></p> <p><u>14. 電源の確保に関する手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備および代替所内電気設備を確保する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>交流電源喪失時</u></p> <p>代替交流電源設備による給電</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備または代替所内電気設備へ給電する。</p> <p>① 常設代替交流電源設備を用いて給電する。</p> <p>② 常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>外部電源、非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機によるメタクラ2C系およびメタクラ2D系への給電ができない場合。</p> <p><u>直流電源喪失時</u></p> <p>代替直流電源設備による給電</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <p>1. 代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備を用いて給電する。</p> <p>(1) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>① 所内常設蓄電式直流電源設備による125V直流主母線盤2Aおよび125V直流主母線盤2Bへの給電の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失により、125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p>② 必要な負荷以外の切離しの判断基準</p> <p>125V蓄電池2Aおよび125V蓄電池2Bから125V直流主母線盤2Aおよび125V直流主母線盤2Bへの自動給電開始から1時間以内にガスタービン発電機による給電がなく、ガスタービン発電機による125V充電器2Aおよび125V充電器2Bの交流入力電源の復旧が見込めない場合。</p> <p>③ 125V充電器2A、125V充電器2Bの受電および中央制御室監視計器の復旧確認の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブルまたは電源車により、モータコントロールセンタ2C系およびモータコントロールセンタ2D系の受電が可能となった場合。</p> <p>(2) 常設代替直流電源設備による給電</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>① 125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2B-1および125V直流主母線盤2A-1への給電の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失後、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合。</p> <p>② 250V蓄電池から250V直流主母線盤への給電の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失により、250V充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p>2. 所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備および可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。</p> <p>(1) 常設代替直流電源設備による給電</p> <p><u>〔手順着手の判断基準〕</u></p> <p>「1. (2)」に同じ。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>(2) 可搬型代替直流電源設備による給電</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>                      全交流動力電源喪失後、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合。</p> <p><u>非常用所内電気設備機能喪失時</u>                      代替所内電気設備による給電                      発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。  <u>[手順着手の判断基準]</u>                      パワーセンタ2G系およびモータコントロールセンタ2G系受電準備開始の判断基準:非常用所内電気設備であるメタクラ2G系およびメタクラ2D系が同時に機能喪失した場合で、ガスタービン発電機または電源車からパワーセンタ2G系およびモータコントロールセンタ2G系への給電が可能な場合。</p> <p><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>                      発電課長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備および非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。  <u>[手順着手の判断基準]</u>                      ① 非常用交流電源設備による給電                      外部電源が喪失した場合またはメタクラ2C系、メタクラ2D系またはメタクラ2H系の電圧がないことを確認した場合。                      ② 非常用直流電源設備による給電                      全交流動力電源喪失により、125V充電器2A、125V充電器2Bおよび125V充電器2Hの交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p><u>負荷容量</u>                      重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の対処のために必要な設備へ給電する。                      重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p> <p><u>悪影響防止</u>                      代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備としてパワーセンタおよびモータコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、非常用高圧母線およびパワーセンタの動的負荷の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止」または「引ロック」とする。</p> <p><u>成立性</u>                      所内常設蓄電式直流電源設備または常設代替直流電源設備から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備または代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。</p> <p><u>作業性</u>                      可搬型照明（ヘッドライトおよび懐中電灯）により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。</p> <p><u>燃料補給</u>                      重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに補給する。                      タンクローリの補給は、軽油タンクまたはガスタービン発電設備用軽油タンクの軽油を使用する。                      多くの補給対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、軽油タンク1基あたり約110kLを6基および約170kLを1基、ガスタービン発電設備用軽油タンク1基あたり約110kLを3基とし、管理する。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表1.5</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1.5. 事故時の計装に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する。</p> <p><b>パラメータの選定および分類</b></p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る表1～1.4の手順着手の判断基準および操作手順に用いるパラメータならびに有効性評価の判断および確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過および計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態およびその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <p>① 重要監視パラメータ                  主要パラメータのうち、耐震性および耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p>② 有効監視パラメータ                  主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <p>① 重要代替監視パラメータ                  主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <p>② 有効監視パラメータ                  主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>監視機能喪失時</b></p> <p><b>計器故障時</b></p> <p>1. 他チャンネルによる計測</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p> <p>〔手順着手の判断基準〕</p> <p>重大事故等に対処するために原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合*。</p> <p>※：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常時および事故時に想定される値から、大きな変動がある場合</li> <li>・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合</li> <li>・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合</li> <li>・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合</li> </ul> <p>2. 代替パラメータによる推定</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。代替パラメータ</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>タによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <p>① 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度および中性子束）により推定。</p> <p>② 水位を注水源もしくは注水先の水位変化、注水量または出口圧力により推定。</p> <p>③ 流量を注水源または注水先の水位変化を監視することにより推定。</p> <p>④ 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。</p> <p>⑤ 圧力または温度を水の飽和状態の関係により推定。</p> <p>⑥ 注水量を注水先の圧力および温度の傾向監視により推定。</p> <p>⑦ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。</p> <p>⑧ 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。</p> <p>⑨ 水素濃度を装置の作動状況により推定。</p> <p>⑩ エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。</p> <p>⑪ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。</p> <p>⑫ 使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位および温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係およびカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位または必要な水遮蔽が確保されていることを推定。</p> <p>⑬ 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合。</p> <p><b>監視機能喪失時</b></p> <p><b>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</b></p> <p>1. 代替パラメータによる推定</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力および水位ならびに原子炉圧力容器および原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度および水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <p>① 発電課長および発電所対策本部は、原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</p> <p>② 発電課長および発電所対策本部は、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量および低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>2. 可搬型計測器による計測</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、原子炉圧力容器内の温度、圧力および水位ならびに原子炉圧力容器および原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p><b>計器電源喪失時</b></p> <p>発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源喪失、直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。</li> <li>・常設代替交流電源設備から給電する。</li> <li>・可搬型代替交流電源設備等から給電する。</li> <li>・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備等から給電する。</li> </ul>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>発電課長および発電所対策本部は、代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準および操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測または監視する。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータの監視ができない場合。</u></p> <p><u>パラメータ記録</u>            発電課長および発電所対策本部は、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータについて、安全パラメータ表示システム(S P D S)により計測結果を記録する。            ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値および可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>重大事故等が発生した場合。</u></p> <p><u>原子炉施設の状態把握</u>            重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性および非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p> <p><u>確からしさの考慮</u>            圧力のパラメータおよび温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状態および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。            推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p><u>可搬型計測器による計測または監視の留意事項</u>            可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更            （新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>表 1.6</u></p> <p><u>操作手順</u></p> <p><u>1.6. 中央制御室の居住性等に関する手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備および資機材を活用した居住性の確保ならびに汚染の持込みを防止する。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>居住性確保</u></p> <p>発電課長は、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽および中央制御室待避所遮蔽、中央制御室再循環送風機、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）等により、中央制御室の空気を清浄に保ち、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気空調系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転から閉回路循環運転（以下「事故時運転モード」という。）に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護する。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>中央制御室換気空調系の電源が、外部電源または非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で隔離信号の発信を確認した場合。</p> <p>2. 炉心損傷時は、放射性物質が環境に放出されるおそれがある原子炉格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室換気空調系による事故時運転モードを実施し、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により中央制御室待避所の加圧を実施する。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合*において、原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる必要がある場合。</p> <p>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>3. 全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備を用いて中央制御室換気空調系へ給電し、中央制御室換気空調系の事故時運転モードを実施する。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気空調系が自動で事故時運転モードに切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には、常設代替交流電源設備により非常用低圧母線MCC 2C系または非常用低圧母線MCC 2D系が受電完了した場合。</p> <p>4. 中央制御室換気空調系が事故時運転モードで運転中等、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下または二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避所における酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避所加圧設備の加圧空気供給ライン流量調整弁、室圧調整弁により調整および管理を行う。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>中央制御室換気空調系が事故時運転モードで運転中等、中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室少量外気取入ダンパおよび中央制御室排風機出口ダンパが全閉の場合。</p> <p>中央制御室待避所の濃度測定については、中央制御室待避所へ待避した場合。</p> <p>5. 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明(SA)により照明を確保し、チェン징エリア設置場所の照明が使用できない場合は、乾電池内蔵型照明により照明を確保する。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。</p> <p><u>汚染持込み防止</u></p> <p>発電所対策本部は、中央制御室の汚染の持込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合は、モニタリング、作業服の着替え等を行うためのチェン징エリアを設置する。</p> <p><u>【手順着手の判断基準】</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した後、放射線管理班長が、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合*等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリア設置を行うと判断した場合。</p> <p>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p><b>運転員等の被ばく低減</b></p> <p>1. 発電課長は、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防止し、被ばくから運転員を防護する。全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用ガス処理系へ給電する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>① 交流動力電源が確保されている場合 原子炉水位低（L-3）、ドライウエル圧力高、原子炉建屋原子炉棟排気放射能高、燃料取替エリア放射能高および原子炉建屋原子炉棟換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合。</p> <p>② 全交流動力電源が喪失した場合 全交流動力電源喪失時において、常設代替交流電源設備からの受電により非常用ガス処理系が自動起動しない場合。</p> <p>2. 発電課長は、原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系運転時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>① 中央制御室での原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止 原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合。</p> <p>② 現場での原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止 原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で全交流動力電源が喪失および炉心が健全であることを確認した場合。</p> <p><b>放射線管理</b></p> <p>チェンジングエリア内では放射線管理班員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウセスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。</p> <p><b>電源確保</b></p> <p>全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備を用いて中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室少量外気取入ダンパ、中央制御室排風機出口ダンパ等へ給電する。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表17</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>17. 監視測定等に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>放射性物質の濃度および放射線量の測定</b></p> <p>1. 発電所対策本部は、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬型モニタリングポストを用いて監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。また、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合は、モニタリングポストが設置されていない海側に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の加圧判断のため、緊急時対策建屋屋上に可搬型モニタリングポストを設置し、放射線量を測定する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長が緊急時対策所でモニタリングポストの指示値および警報表示を確認し、モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。</p> <p>また、海側および緊急時対策建屋屋上への設置については、発電所対策本部長が、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生したと判断した場合。</p> <p>2. 発電所対策本部は、発電所およびその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータおよびβ線サーベイメータ）等を用いて監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンブラの使用可否、放射性よう素測定装置および放射性ダスト測定装置の指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。</p> <p>3. 発電所対策本部は、重大事故等時に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）および放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンブラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ、α線サーベイメータおよび電離箱サーベイメータ）を用いて監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>① 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定</p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長がスタック放射線モニタの指示値および警報表示を確認し、スタック放射線モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合またはスタック放射線モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、発電所対策本部長が原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。</p> <p>② 可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定</p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長が放射性廃棄物放出水モニタの指示値および警報表示を確認し、放射性廃棄物放出水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合または放射性廃棄物放出水モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、発電所対策本部長が原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。</p> <p>③ 可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定</p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長が気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（放射性雲通過後）。</p> <p>④ 海上モニタリング</p> <p>重大事故等時、発電所対策本部長が気体状または液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（放射性雲通過後）。</p> <p><b>風向、風速その他</b></p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>それらの測定機能が喪失した場合は、代替気象観測設備を用いて測定し、およびその結果を記録する。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>重大事故等時、発電所対策本部長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・降水量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。</u></p> <p><b>測定頻度</b>  <u>可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</u>  <u>放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回/日以上とするが、原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況および海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</u>  <u>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</u></p> <p><b>バックグラウンド低減対策</b>  <u>周辺汚染によりモニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリングポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬型モニタリングポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</u>  <u>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能となるおそれがある場合は、可搬型放射線計測装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、可搬型放射線計測装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても可搬型放射線計測装置が測定不能となる場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、放射性物質の濃度を測定する。</u></p> <p><b>他の機関との連携</b>  <u>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員および放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</u></p> <p><b>電源確保</b>  <u>非常用交流電源設備からの給電の喪失によりモニタリングポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備であるモニタリングポスト専用の無停電電源装置が自動でモニタリングポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリングポストは、電源が喪失した状態で代替電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</u></p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表18</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>18. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を取容する等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の取容、代替電源設備からの給電を行う。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>発電所対策本部は、緊急時対策所遮蔽および緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>(1) 緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所非常用送風機を起動するとともに、酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を開始する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備であるガスタービン発電機または電源車（緊急時対策所用）を用いて給電し、緊急時対策所非常用送風機を起動する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>① 緊急時対策所換気空調系運転：緊急時対策所を立ち上げた場合。</p> <p>② 緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定 緊急時対策所の使用を開始した場合。</p> <p>(2) 「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>発電所対策本部長が「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生したと判断した場合。</p> <p>(3) 原子炉格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所において、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度および二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は、緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）から緊急時対策所非常用送風機へ切り替える。</p> <p><b>[手順着手の判断基準]</b></p> <p>① 緊急時対策所での原子炉格納容器ベントを実施する場合の対応 以下のA、Bのいずれかの場合。</p> <p>A. 以下の【条件1-1】および【条件1-2】が満たされた場合 【条件1-1】：2号炉の炉心損傷*および原子炉格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可 【条件1-2】：可搬型モニタリングポスト（緊急時対策建屋屋上に設置するもの、以下同じ）の指示値が上昇し30mGy/hとなった場合または緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合</p> <p>B. 以下の【条件2-1-1】または【条件2-1-2】、および【条件2-2】が満たされた場合 【条件2-1-1】：2号炉において炉心損傷*後に原子炉格納容器ベントの実施を判断した場合 【条件2-1-2】：2号炉において炉心損傷*後に原子炉格納容器破損徴候が発生した場合 【条件2-2】：可搬型モニタリングポストの指示値が上昇し30mGy/hとなった場合または緊急時対策所可搬型エリアモニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合</p> <p>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を越えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合</p> <p>② 緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）から緊急時対策所非常用送風機への切替え 可搬型モニタリングポストまたは緊急時対策所可搬型エリアモニタの線量率の指示が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、緊急時対策建屋屋上に設置する可搬型モニタリングポストの値が0.5mGy/h*を下回った場合。</p> <p>※：保守的に0.5mGy/hを0.5mSv/hとして換算し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、0.5mSv/h×168h=84mSvと100mSvに対して余裕があり、緊急時対策所の居住性評価である約0.7mSvに加えた場合でも100mSvを超えることのない値として設定</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>必要な指示および通信連絡</b>  <u>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）および通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視または収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</u>  <u>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</u>  <u>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>緊急時対策所を立ち上げた場合。</u></p> <p><b>必要な数の要員の収容</b>  <u>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</u>  <u>① 7日間外部からの支援がなくとも要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）およびチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用および管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</u>  <u>② 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数および作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリングおよび汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</u>  <u>③ 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>放射線管理班長が、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線モニタ等により炉心損傷<sup>※</sup>を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合。</u>  <u>※：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を越えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合</u></p> <p><b>代替電源設備からの給電</b>  <u>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用高圧母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、代替電源設備であるガスタービン発電機を用いて給電する。また、ガスタービン発電機による給電ができない場合は、電源車（緊急時対策所用）を用いて給電する。</u>  <u>[手順着手の判断基準]</u>  <u>外部電源および非常用ディーゼル発電機の機能喪失により給電ができない場合。</u></p> <p><b>配置</b>  <u>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</u></p> <p><b>放射線管理</b>  <u>除染は、ウェットティッシュでの拭取りを基本とするが、拭取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</u>  <u>運転中の緊急時対策所換気空調系が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</u>  <u>緊急時対策所換気空調系の緊急時対策所非常用フィルタ装置は使用することにより非常に高線量になるため、適切な遮蔽が設置されている緊急時対策建屋内に設置する。</u></p> <p><b>電源確保</b>  <u>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）および通信連絡設備へ給電する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><b>表 1 9</b></p> <p><b>操作手順</b></p> <p><b>1 9. 通信連絡に関する手順等</b></p> <p><b>方針目的</b></p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う。</p> <p><b>対応手段等</b></p> <p><b>発電所内の通信連絡</b></p> <p>発電課長および発電所対策本部は、中央制御室、中央制御室待避所、屋内外の現場および緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線連絡設備および携行型通話装置等を使用する。全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池および乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止および原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <p>① 現場（屋内）と中央制御室との連絡には、携行型通話装置等を使用する。</p> <p>② 現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、無線連絡設備等を使用する。</p> <p>③ 中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備および無線連絡設備等を使用する。</p> <p>④ 中央制御室待避所と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備および無線連絡設備等を使用する。</p> <p>⑤ 現場（屋外）間の連絡には、無線連絡設備等を使用する。</p> <p>⑥ 放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>① 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡：重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）および安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。</p> <p>② 計測等を行った特に重要なパラメータの発電所内の必要な場所での共有：特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>中央制御室、中央制御室待避所、屋内外の現場および緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、通常、屋内外で使用が可能である送受話器（ペーキング）（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備および移動無線設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備および携行型通話装置を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</p> <p><b>発電所外（社内外）との通信連絡</b></p> <p>発電課長および発電所対策本部は、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等および社内関係箇所との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池および乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて、炉心損傷防止および原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <p>① 中央制御室とその他関係機関等および社内関係箇所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</p> <p>② 緊急時対策所と本店、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を使用する。</p> <p>③ 緊急時対策所と国との連絡には、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備および衛星電話設備等を使用する。</p> <p>④ 緊急時対策所と社内関係箇所との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>【手順着手の判断基準】</u></p> <p>① 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡：重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）およびデータ伝送設備により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。</p> <p>② 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有：特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所と共有する場合。</p> <p><u>【配慮すべき事項】</u></p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>その他関係機関等および社内関係箇所との間で通信連絡を行う場合は、通常、電力保安通信用電話設備または局線加入電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>本店との間で通信連絡を行う場合は、通常、社内テレビ会議システム、電力保安通信用電話設備または局線加入電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備または統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。</p> <p>国との間で通信連絡を行う場合は、通常、電力保安通信用電話設備または局線加入電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備または衛星電話設備を使用する。</p> <p>地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備または専用電話設備（地方公共団体向ホットライン）を使用するが、これらが使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備または衛星電話設備を使用する。</p> <p>社内関係箇所との間で通信連絡を行う場合は、通常、電力保安通信用電話設備または局線加入電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外の必要な場所と共有する場合も同様である。</p> <p><u>【電源確保】</u></p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、無線連絡設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）およびデータ伝送設備へ給電する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（1/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1	2	2	2	2
2	高压代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	3	35分以内
2	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	110分以内
2	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順1.4と同様		
2	可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	操作手順1.4と同様		
3	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分以内
3	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3	45分以内
3	高压窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保（高压窒素ガス供給系（常用）から高压窒素ガス供給系（非常用）への切替え） <sup>*1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
3	高压窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保（高压窒素ガスポンベ切替え）	運転員（現場）	2	35分以内
3	高压窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保（高压窒素ガスポンベ取替え）	運転員（現場）	2	105分以内
3	代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内
3	代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放（高压窒素ガスポンベ取替え）	運転員（現場）	2	80分以内
3	代替直流電源設備による復旧	操作手順1.4と同様		
3	代替交流電源設備による復旧	操作手順1.4と同様		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（2/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）※1	運転員 （中央制御室、現場）	5	300分以内
4	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水※1	運転員 （中央制御室、現場）	3	35分以内
4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	運転員 （中央制御室、現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	10	
5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室、現場）	3	75分以内
5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室、現場）	3	95分以内
5	フィルタ装置への水補給	運転員 （中央制御室、現場）	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
5	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 （中央制御室、現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
5	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	運転員 （中央制御室、現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室、現場）	3	80分以内
5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室、現場）	3	95分以内
5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保※1	運転員 （中央制御室、現場）	3	540分以内
		重大事故等対応要員	6	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（3/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ <sup>※1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	3 <sup>※2</sup>	385分以内
		重大事故等対応要員	10 <sup>※2</sup>	
7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室，現場）	3	75分以内
7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	115分以内
7	フィルタ装置への水補給	運転員 （中央制御室，現場）	3	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
7	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
7	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	運転員 （中央制御室，現場）	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
7	代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 <sup>※1</sup>	操作手順5と同様		
8	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
8	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 <sup>※1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	3 <sup>※2</sup>	385分以内
		重大事故等対応要員	9	
8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	運転員 （中央制御室，現場）	3	385分以内
		重大事故等対応要員	9	

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9名で想定時間は385分以内である。

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（4/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	運転員 (中央制御室, 現場)	3	315分以内
		重大事故等対応要員	5	
9	フィルタ装置への水補給	操作手順7と同様		
9	原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ	操作手順7と同様		
9	代替電源による必要な設備への給電	操作手順1.4と同様		
1.0	代替電源による必要な設備への給電	操作手順1.4と同様		
1.1	燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.1	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.1	燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.1	燃料プールのスプレイ系(可搬型)による使用済燃料プールへのスプレイ	運転員 (中央制御室, 現場)	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	
1.1	大気への放射性物質の拡散抑制	操作手順1.2と同様		
1.1	代替電源による給電	操作手順1.4と同様		
1.2	放水設備(大気への拡散抑制設備)による大気への放射性物質の拡散抑制(海水ポンプ室からの取水)	保修班員	6	280分以内
1.2	放水設備(大気への拡散抑制設備)による大気への放射性物質の拡散抑制(取水口からの取水)	保修班員	6	395分以内
1.2	海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)による海洋への放射性物質の拡散抑制	保修班員	10	190分以内
1.2	放水設備(泡消火設備)による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	6	205分以内

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

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（5/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.3	復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	操作手順2と同様		
1.3	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	操作手順2と同様		
1.3	復水貯蔵タンクを水源とした低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水※1	操作手順4と同様		
1.3	サブプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却系使用時における補機冷却水確保※1	操作手順7と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による送水	重大事故等対応要員	9	380分以内
1.3	淡水貯水槽を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	操作手順4および操作手順8と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却※1	操作手順6と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給	操作手順5および操作手順7と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	操作手順8と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水※1	操作手順8と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水	操作手順1.1と同様		

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（6/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.3	淡水貯水槽を水源とした燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 <sup>*1</sup>	操作手順1.1と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ	操作手順1.1と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした燃料プールのスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ	操作手順1.1と同様		
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水） （取水口から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	9	380分以内
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種注水） （海水ポンプ室から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	9	370分以内
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給） （取水口から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	6	540分以内
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプによる送水（各種供給） （海水ポンプ室から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	6	485分以内
1.3	海を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	操作手順4および操作手順8と同様		
1.3	海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	操作手順6と同様		
1.3	海を水源とした原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	操作手順8と同様		
1.3	海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	操作手順8と同様		
1.3	海を水源とした燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水	操作手順1.1と同様		

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.3	海を水源とした燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	操作手順1.1と同様		
1.3	海を水源とした燃料プールのスプレイ系（常設配管）による使用済燃料プールへのスプレイ	操作手順1.1と同様		
1.3	海を水源とした燃料プールのスプレイ系（可搬型）による使用済燃料プールへのスプレイ	操作手順1.1と同様		
1.3	海を水源とした原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 <sup>*1</sup>	操作手順5と同様		
1.3	海を水源とした放水設備（大気への拡散抑制設備）による大気への放射性物質の拡散抑制	操作手順1.2と同様		
1.3	海を水源とした放水設備（泡消火設備）による航空機燃料火災への泡消火	操作手順1.2と同様		
1.3	淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの補給 <sup>*1</sup>	運転員（中央制御室）	1	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの補給（取水口から海水を取水する場合）	運転員（中央制御室）	1	380分以内
		重大事故等対応要員	9	
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの補給（海水ポンプ室から海水を取水する場合）	運転員（中央制御室）	1	370分以内
		重大事故等対応要員	9	
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプII）による淡水貯水槽への補給（取水口から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	9	270分以内
1.3	海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプII）による淡水貯水槽への補給（海水ポンプ室から海水を取水する場合）	重大事故等対応要員	9	295分以内

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（8/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	常設代替交流電源設備による給電（ガスタービン発電機によるメタクラ2C系およびメタクラ2D系受電）	運転員（中央制御室）	2	45分以内
		保修班員	2	
1.4	可搬型代替交流電源設備による給電（電源車によるメタクラ2C系およびメタクラ2D系受電）	運転員（中央制御室、現場）	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
1.4	所内常設蓄電式直流電源設備による給電*1（不要直流負荷の切離し操作）	運転員（現場）	2	60分以内
1.4	所内常設蓄電式直流電源設備による給電（125V蓄電池2Aおよび125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作）	運転員（現場）	2	30分以内
1.4	常設代替直流電源設備による給電*1	運転員（中央制御室、現場）	3	50分以内
1.4	可搬型代替直流電源設備による給電（電源車による125V代替充電器および250V充電器への給電）	運転員（中央制御室、現場）	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
1.4	可搬型代替直流電源設備による給電（125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作）	運転員（現場）	2	40分以内
1.4	代替所内電気設備による給電（電源車によるパワーセンタ2G系およびモータコントロールセンタ2G系受電）	運転員（中央制御室、現場）	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
1.4	軽油タンクまたはガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給*1	重大事故等対応要員	2	135分以内
1.4	タンクローリから各機器への補給*1	重大事故等対応要員	2	40分以内
1.4	タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへ補給*1	重大事故等対応要員	2	50分以内
1.5	代替電源（交流、直流）からの給電*1	操作手順1.4と同様		
1.5	可搬型計測器による計測	運転員（中央制御室）	1	55分以内
		重大事故等対策要員（運転員を除く。）	1	

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）



変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（9/10）				
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.6	チェンジングエリアの設置および運用手順	放射線管理班員	2	90分以内
1.6	現場での原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止手順	運転員（現場）	2	200分以内
1.7	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定および代替測定（モニタリングポストの代替測定）	放射線管理班員	4	270分以内
1.7	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定および代替測定（海側での測定）	放射線管理班員	2	90分以内
1.7	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定および代替測定（緊急時対策建屋屋上での測定）	重大事故等対応要員	2	40分以内
1.7	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射線管理班員	2	100分以内
1.7	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班員	2	100分以内
1.7	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班員	2	70分以内
1.7	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班員	2	70分以内
1.7	海上モニタリング	放射線管理班員	3	200分以内
1.7	モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班員	2	390分以内
1.7	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班員	2	400分以内
1.7	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	放射線管理班員	2	20分以内
1.7	代替気象観測設備による気象観測項目の代替測定	放射線管理班員	2	210分以内
1.7	モニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	操作手順1.4と同様		
1.8	緊急時対策所立上げの手順（緊急時対策所換気空調系運転手順）	保修班員	1	5分以内
1.8	緊急時対策所立上げの手順（緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順）	放射線管理班員	2	10分以内
1.8	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	操作手順1.7と同様		

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

変更前

変更後

理由

表2.0 重大事故等対策における操作の成立性（10/10）

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所非常用送風機から緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）への切替手順）	保修班員	1	3分以内
1.8	放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ）から緊急時対策所非常用送風機への切替手順）	保修班員	1	5分以内
1.8	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置および運用手順）	放射線管理班員	2	20分以内
1.8	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所換気空調系の切替手順）	保修班員	1	5分以内
1.8	代替電源設備からの給電手順（電源車による給電）	重大事故等対応要員	3	30分以内
1.9	代替電源設備による通信連絡設備への給電	操作手順1.4および操作手順1.8と同様		

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

変更前	変更後	理由
	<p><u>2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項</u></p> <p><u>(1) 防災課長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合または発生した場合における体制の整備に関し、品質マネジメント文書を適切に整備し、また、当該品質マネジメント文書にしたがって活動を行うための体制および資機材を整備する。</u></p> <p><u>(2) 各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2. 2項に示す手順を整備し、2. 1 (1) の要員にこの手順を遵守させる。</u></p> <p><u>(3) 原子力部長は、本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の2. 1項を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>2. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</u></p> <p><u>防災課長および原子力部長は、大規模損壊が発生するおそれがある場合または発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を確立する。</u></p> <p><u>また、防災課長は、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画を策定し、ならびに重大事故等に対処する要員に対して必要な教育訓練を付加して実施し、体制の確立を図る。</u></p> <p><u>(1) 体制の整備</u></p> <p><u>大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部および本店対策本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。</u></p> <p><u>発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織およびその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、停止号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。</u></p> <p><u>大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できるよう体制を確立する。</u></p> <p><u>夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に発電所対策本部要員6名、重大事故等対応要員17名、運転員15名（2号炉運転員7名<sup>*</sup>、1号および3号炉運転員8名）および初期消火要員（消防車隊）6名の計44名を常時確保し、大規模損壊発生時は総括責任者が初動の指揮を執る体制を整備する。</u></p> <p><u>さらに、発電所構内に常駐する要員により交替が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</u></p> <p><u>※2号炉が原子炉運転停止中については、中央制御室の運転員を5名とする。</u></p> <p><u>a. 大規模損壊発生時の要員確保および通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</u></p> <p><u>大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を確立する。</u></p> <p><u>(a) 夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等対策要員、1号炉運転員、3号炉運転員および初期消火要員（消防車隊）は、地震、津波等の大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</u></p> <p><u>(b) 放射性雲通過時は、大規模損壊対応への指示を行う重大事故等対策要員（2号炉運転員を除く）、1号炉運転員、3号炉運転員および初期消火要員（消防車隊）と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対策要員は緊急時対策所、2号炉運転員は中</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>央制御室待避所にとどまり、その他の重大事故等対策要員は発電所構外へ一時退避し、その後、発電所対策本部の指示に基づき再参集する。</u></p> <p><u>(c) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、初期消火要員（消防車隊）は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施または継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、発電所対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。</u></p> <p><u>b. 対応拠点</u>  <u>発電所対策本部長を含む重大事故等対策要員（運転員を除く。）等が対応を行う拠点は、緊急時対策所を基本とする。緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペースを有する建屋を活用することにより発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。</u></p> <p><u>c. 支援体制の確立</u>  <u>(a) 本店対策本部体制の確立</u>  <u>大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、「1. 1（1）体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</u>  <u>(b) 外部支援体制の確立</u>  <u>大規模損壊発生時における外部支援体制は、「1. 2（3）支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</u></p> <p><u>(2) 対応要員への教育訓練の実施</u>  <u>防災課長は、大規模損壊発生時において、事象の種類および事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順および事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育訓練を実施する。</u>  <u>また、原子力防災管理者およびその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育訓練を実施する。さらに、運転員および重大事故等対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。</u></p> <p><u>a. 力量の付与のための教育訓練</u>  <u>(a) 重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応</u>  <u>「添付1-3 1. 1（2）教育訓練の実施 a. 力量の付与のための教育訓練」と同じ。</u>  <u>なお、大規模損壊に特化した多様な設備を柔軟に用いる対応訓練については、次のとおり。</u>  <u>i. 注水用ヘッダを活用した放水</u>  <u>ii. 大容量送水ポンプ（タイプI）の接続口への直接接続</u>  <u>iii. 淡水タンクを水源とした放水砲による消火訓練</u></p> <p><u>(b) その他の大規模損壊対応</u>  <u>防災課長は、運転員、重大事故等対策要員（運転員を除く。）または初期消火要員（消防車隊）を新たに認定する場合は、第12条第2項および第4項の体制に入るまでに、以下の教育訓練について、品質マネジメント文書に基づき実施する。</u>  <u>i. 初期消火要員（消防車隊）</u>  <u>大型化学高所放水車、化学消防自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火および延焼防止のための消火訓練</u>  <u>ii. 運転員および重大事故等対策要員</u>  <u>要員の役割に応じて付与される力量に加え、要員の多能化</u>  <u>iii. 原子力防災管理者およびその代行者</u>  <u>大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練</u></p> <p><u>(c) 防災課長は、(b) 項に係る設備を設置または改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに、技術的能力の確認訓練の要素を考慮した確認方法により、力量付与の妥当性を確認す</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>る。</p> <p><b>b. 力量の維持向上のための教育訓練</b>  <u>防災課長は、力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。</u>  <u>また、運転員、重大事故等対策要員（運転員を除く。）および初期消火要員（消防車隊）に対し、大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため、以下の教育訓練について、品質マネジメント文書に基づき実施する。</u>  <u>なお、力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には、以下の内容に限定せず、教育訓練を行う。</u>  <u>(a) 初期消火要員（消防車隊）に対する以下の操作の教育訓練が、年1回以上実施されていることを確認する。</u>  <ul style="list-style-type: none"> <li>・大型化学高所放水車、化学消防自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火および延焼防止のための消火訓練</li> </ul> <u>(b) 運転員および重大事故等対応要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、要員の多能化を計画的に実施する。</u>  <u>(c) 原子力防災管理者およびその代行者を対象に、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練を、年1回以上実施する。</u></p> <p><b>c. 技術的能力の確認訓練</b>  <u>防災課長は、技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</u>  <u>防災課長は、重大事故等対策要員に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、品質マネジメント文書に基づき実施する。</u>  <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択および指揮者等と各要員との連携を含めた実効性等を確認するための総合的な訓練について、任意の指揮者等を対象<sup>*</sup>に年1回以上実施する。</li> </ul> <u>※毎年特定の者に偏らないように配慮する。</u></p> <p><b>(3) 設備および資機材の配備</b>  <b>a. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備および当該設備の防護の基本的な考え方</b>  <u>各課長は、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備および常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。</u>  <u>また、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ分離して配備する。</u>  <u>(a) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、敷地に溯上する津波に対して、裕度を有する高台に保管する。</u>  <u>(b) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋および制御建屋から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設および常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋および当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</u>  <u>(c) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力または水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。また、アクセスルートを確認するために、速やかに消火およびがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</u></p> <p><b>b. 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</b>  <u>各課長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生および外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋および制御建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。</p> <p>(b) 地震および津波のような大規模な自然災害による油タンク火災または故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材および大容量送水ポンプ（タイプII）や放水砲等の消火設備を配備する。</p> <p>(c) 炉心損傷および原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する全面マスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>(d) 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。</p> <p>(e) 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。 また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置および統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。 さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。</p> <p>(f) 大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。</p> <p>2. 2 手順書の整備</p> <p>各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害および故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。</p> <p>また、原子炉施設の被災状況を把握するための手順および被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。</p> <p>(1) 自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震および津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。</p> <p>(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失および大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</p> <p>各課長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減するための必要な安全措置を講じることを考慮する。さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。</p> <p>(4) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮</p> <p>各課長は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するにあたっては、施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失および大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、多様性および柔軟性を有する手段を構築する。</p> <p>各課長は、大規模損壊時に対応する手順の整備にあたっては、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材および要員を最大限に活用した多様性および柔軟性を有する手段を構築する。</p> <p>(5) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備およびその対応操作</p> <p>各課長は、大規模損壊の対応にあたっては、発電所対策本部における情報収集、運転員が実施する原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。</p> <p>a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>発電課長は、大規模損壊が発生するおそれがある場合または発生した場合は、発電所対策本部長の指揮の下で、非常時操作手順書（イベントベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）、重大事故等対応要領書、アクシデントマネジメントガイドに基づいて対応操作することを基本とする。</p> <p>原子力防災管理者は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大きな確認および把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（または発生が疑われる場合）の判断を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント監視機能または制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）</li> <li>・使用済燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合</li> <li>・炉心冷却機能および放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合</li> <li>・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合</li> </ul> <p>また、発電所対策本部は、原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</p> <p>自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合、発電所対策本部は、重大事故等対応要領書等の判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、非常招集を行った場合、重大事故等対策要員（運転員を除く。）は、緊急時対策所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</p> <p>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」および対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするために発電所対策本部で使用する対応フローを定める。</p> <p>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に発電所対策本部長が行う。発電課長または対応操作の責任者が実施した監視や操作については、発電所対策本部に報告し、各機能班の責任者（班長）は、その時点における他号炉の状況、人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</p> <p>(a) 当面達成すべき目標の設定</p> <p>発電所対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況および火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。</p> <p>活動にあたっては、重大事故等対策要員の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。</li> <li>・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。</li> <li>・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</li> <li>・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損または使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</li> </ul> <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</p> <p>(b) 個別戦略を選択するための判断フロー</p> <p>発電所対策本部は、(a) 項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i. 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</li> <li>ii. 設定目標：原子炉格納容器の破損回避</li> </ul>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</p> <p>格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>iii. 設定目標：使用済燃料プール水位確保</p> <p>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>iv. 設定目標：放射性物質拡散抑制</p> <p>炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合または原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</p> <p>各課長は、大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視および制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順および現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備する。</p> <p>(a) 5つの活動または緩和対策を行うための手順書</p> <p>i. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>防災課長は、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。</p> <p>また、防災課長は、地震および津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能のように多様な消火手段を整備する。</p> <p>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車等による泡消火および延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>初期消火要員（消防車隊）以外の重大事故等対応要員が消火活動を行う場合は、発電所対策本部の指揮命令系統の下で活動する。消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用する。</p> <p>ii. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(b)項から(f)項および(m)項から(o)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <p>(i) 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能または手動挿入による制御棒緊急挿入および原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。</p> <p>(ii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失または常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却または原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。</p> <p>(iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、主蒸気逃がし安全弁による</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>



変更前	変更後	理由
	<p><u>原子炉減圧操作を行う。</u></p> <p>(iv) <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）または低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系およびろ過水系による原子炉の冷却を試みる。</u></p> <p>iii. <u>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</u>  <u>各課長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の（c）項から（j）項および（m）項から（o）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u>  <u>格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p>(i) <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障または全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）およびろ過水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</u></p> <p>(ii) <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサブプレッションチェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。</u></p> <p>(iii) <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧および除熱を行う。</u></p> <p>(iv) <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる。</u></p> <p>(v) <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部へ注水を行う。</u></p> <p>(vi) <u>原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素および酸素の発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素ガスおよび酸素の濃度を抑制する。また、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。</u></p> <p>iv. <u>使用済燃料プールの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</u>  <u>各課長は、使用済燃料プールの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の（k）項、（m）項および（o）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u>  <u>使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段および燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p>(i) <u>使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルブ式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）、使用済燃料プール監視カメラを使用する。</u></p> <p>(ii) <u>使用済燃料プールの注水機能の喪失または使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）およびろ過水ポンプにより使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。</u></p> <p>(iii) <u>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、燃料プールのスプレイ系（常設配管）または燃料プールのスプレイ系（可搬型）により直接スプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p><u>の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。</u></p> <p><u>(iv) 原子炉建屋の損壊または放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。</u></p> <p><u>v. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</u></p> <p><u>各課長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書について、以下の（k）項、（l）項および（o）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</u></p> <p><u>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</u></p> <p><u>(i) 原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水ポンプ（タイプII）および放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。</u></p> <p><u>(ii) その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が南側排水路排水樹およびタービン補機放水ピットを通過して南側排水路または放水口から海へ流れ出すため、シルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。</u></p> <p><u>(iii) 防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</u></p> <p><u>(iv) また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報または津波警報が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。</u></p> <p><u>(b) 「2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(c) 「3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(d) 「4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(e) 「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表5「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(f) 「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表6「格納容器内の冷却等のための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(g) 「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(h) 「8. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表8「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(i) 「9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表9「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(i) 「10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表10「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p><u>(k) 「11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等」</u></p> <p><u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表11「使用済燃料プールの冷却等のための手順等」の手順を整備する。</u></p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前	変更後	理由
	<p>(1)「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」  <u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順を整備する。</u></p> <p>(m)「13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」  <u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表13「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の手順を整備する。</u></p> <p>(n)「14. 電源の確保に関する手順等」  <u>各課長は、重大事故等対策にて整備する表14「電源の確保に関する手順等」の手順を整備する。</u></p> <p>(o)「2. 1 可搬型設備等による対応手順等」  <u>各課長は、大規模損壊発生時に重大事故等対策で定めている（b）項から（n）項の手順に加えて、以下の手順等を定める。</u>                      i. 注水用ヘッダを活用した放水手順                      ii. 大容量送水ポンプ（タイプI）を直接接続口に接続し使用する手順                      iii. 淡水タンクを水源とした放水砲による消火手順</p> <p>(6)各課長は、大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</p> <p>(7)各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p><u>2. 3 定期的な評価</u>                      (1)各課長は、2. 1項および2. 2項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。                      (2)防災課長は、(1)の評価結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。                      (3)原子力部長は、2. 1項の実施内容を踏まえ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるよう必要に応じて、計画の見直しを行う。</p>	<p>理由</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変更前


変更後


理由

[添付1-2](#) 管理区域図

（第93条および第94条関連）

管理区域表示凡例

 管理区域※1

 汚染のおそれのない管理区域

 管理区域設定・解除予定エリア

※1：第94条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

[添付1-4](#) 管理区域図

（第93条および第94条関連）

管理区域表示凡例

 管理区域※1

 汚染のおそれのない管理区域

 管理区域設定・解除予定エリア

※1：第94条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

記載の適正化

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

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

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

変更前

変更後

理由

--

--

--

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

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

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

変更前

変更後

理由

--

--

--

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

変更前

変更後

理由

--

--

--

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

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

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

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

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

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--



変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前

変更後

理由

--

--

--

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付1-3</a> 保 全 区 域 図                      （第98条関連）                 </p>	<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付1-5</a> 保 全 区 域 図                      （第98条関連）                 </p>	<p>記載の適正化</p>

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

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;">添付2-1 欠番</p>	<p style="text-align: center;">添付2-1 ~ <u>添付2-3</u> 欠番</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前




変更後

理由

[添付2-2](#) 管理区域図  
（第293条および第294条関連）




[添付2-4](#) 管理区域図  
（第293条および第294条関連）

管理区域表示凡例

-  管理区域※1
-  汚染のおそれのない管理区域
-  管理区域設定・解除予定エリア

※1：第294条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

管理区域表示凡例

-  管理区域※1
-  汚染のおそれのない管理区域
-  管理区域設定・解除予定エリア

※1：第294条第1項（2）に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。

記載の適正化



変更前	変更後	理由
<p data-bbox="481 422 645 454">添付1-2に同じ</p>	<p data-bbox="1370 422 1534 454">添付1-4に同じ</p>	<p data-bbox="1908 162 2033 188">記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付2-3</a> 保 全 区 域 図                      （第298条関連）                 </p>	<p style="text-align: center;"> <a href="#">添付2-5</a> 保 全 区 域 図                      （第298条関連）                 </p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	理由
<p style="text-align: center;">添付1-3に同じ</p>	<p style="text-align: center;">添付1-5に同じ</p>	<p>記載の適正化</p>