

電原運第2022-115号

令和5年1月31日

原子力規制委員会 殿

広島市中区小町4番33号

中国電力株式会社

代表取締役社長執行役員

瀧本 夏彦

島根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25日付け電原運第138号をもって申請し、平成26年2月13日付け電原運第165号、平成27年6月3日付け電原運第30号、平成27年7月24日付け電原運第47号、平成28年5月12日付け電原運第20号、平成28年10月31日付け電原運第86号、平成29年1月17日付け電原運第109号および平成29年12月25日付け電原運第80号をもって補正しました、島根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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の別添について、以下のとおり補正する。

- ・申請書の別添1「島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表」を添付のとおり補正する。

以上

1. 変更の内容

昭和48年4月26日付け48原第4253号で認可を受け、昭和49年3月12日付け49原第939号、昭和50年10月28日付け50原第7883号、昭和51年7月29日付け51安(原規)第35号、昭和52年3月9日付け52安(原規)第21号、昭和52年5月31日付け52安(原規)第130号、昭和52年7月6日付け52安(原規)第187号、昭和54年6月19日付け54資庁第8353号、昭和55年5月22日付け55資庁第6430号、昭和55年8月29日付け55資庁第10601号、昭和56年4月2日付け56資庁第3101号、昭和56年6月19日付け56資庁第7554号、昭和56年8月20日付け56資庁第10448号、昭和57年2月26日付け57資庁第2530号、昭和57年7月31日付け57資庁第10881号、昭和59年5月18日付け59資庁第6564号、昭和59年11月9日付け59資庁第12967号、昭和63年1月29日付け62資庁第16338号、平成元年2月9日付け元資庁第310号、平成元年3月31日付け元資庁第3504号、平成2年3月23日付け2資庁第1878号、平成3年1月30日付け2資庁第14644号、平成4年1月24日付け3資庁第14179号、平成5年6月24日付け5資庁第6195号、平成5年10月27日付け5資庁第11445号、平成6年1月27日付け5資庁第14460号、平成7年1月25日付け6資庁第14392号、平成8年5月27日付け8資庁第4676号、平成11年1月29日付け平成10・12・18資第25号、平成11年6月18日付け平成11・05・31資第10号、平成12年5月23日付け平成12・05・12資第7号、平成13年1月5日付け平成12・09・20資第7号、平成13年2月23日付け平成13・02・15原第13号、平成13年3月30日付け平成13・03・23原第19号、平成13年9月19日付け平成13・09・03原第12号、平成14年2月25日付け平成14・02・04原第3号、平成14年10月22日付け平成14・10・02原第10号、平成15年1月31日付け平成14・12・26原第15号、平成15年10月23日付け平成15・10・03原第14号、平成15年12月16日付け平成15・11・18原第16号、平成16年5月20日付け平成15・12・25原第47号、平成16年6月14日付け平成16・06・04原第19号、平成17年1月26日付け平成16・12・27原第37号、平成17年4月21日付け平成17・04・08原第11号、平成17年6月28日付け平成17・

06・13原第26号、平成17年12月12日付け平成17・11・18原第19号、平成18年2月22日付け平成18・01・30原第4号、平成18年8月24日付け平成18・07・04原第16号、平成19年1月24日付け平成18・12・26原第12号、平成19年8月31日付け平成19・07・31原第20号、平成19年12月13日付け平成19・09・28原第23号、平成19年12月13日付け平成19・11・30原第26号、平成20年1月21日付け平成19・12・20原第36号、平成20年8月22日付け平成20・07・11原第17号、平成20年12月12日付け平成20・10・31原第16号、平成21年1月19日付け平成20・12・16原第13号、平成21年8月31日付け平成21・08・05原第1号、平成22年1月22日付け平成21・12・25原第4号、平成22年9月6日付け平成22・08・05原第3号、平成22年9月29日付け平成22・09・15原第2号、平成23年2月25日付け平成22・11・19原第2号、平成23年4月4日付け平成23・03・01原第5号、平成23年5月6日付け平成23・04・08原第34号、平成23年5月11日付け平成23・04・22原第14号、平成23年12月22日付け平成23・10・19原第22号、平成24年6月26日付け平成24・05・29原第2号、平成24年9月6日付け20120731原第8号、平成25年2月6日付け原管B発第130107001号、平成25年7月5日付け原管B発第130745号、平成26年1月9日付け原管B発第1401091号、平成26年2月26日付け原管B発第1402261号、平成27年5月11日付け原規規発第1505116号、平成27年6月17日付け原規規発第1506174号、平成28年3月24日付け原規規発第16032410号、平成28年9月1日付け原規規発第1609012号、平成28年10月25日付け原規規発第1610254号、平成29年4月19日付け原規規発第1704196号、平成29年9月27日付け原規規発第1709272号、平成31年3月5日付け原規規発第1903055号、令和2年9月17日付け原規規発第2009178号、令和3年3月23日付け原規規発第2103232号、令和4年3月11日付け原規規発第2203111号および令和4年8月22日付け原規規発第2208225号で変更認可を受けた島根原子力発電所原子炉施設保安規定の記述を、別添の島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表の変更後欄のとおり補正する。(ただし、下線は含まない。)

2. 変更の理由

(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、新規条文の追加およ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。

(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、火山影響等発生時の体制の整備が新たに求められたことから、新規条文の追加および関連する保安規定条文の変更を行う。

(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、新規条文の追加および関連する保安規定条文の変更を行う。

(4) 原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し

協力会社も含めた原子力安全文化の育成および維持について更なる改善を図るため、原子力安全文化の育成および維持活動の体制を一元化するとともに、原子力安全文化の育成および維持に係る取り組み状況を監視・評価する組織を規定するため、関連する保安規定条文の変更を行う。

(5) 記載の適正化

3. 施行期日

- (1) この原子炉施設保安規定は、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）、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）、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）、第17条の6（資機材等の整備）、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）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) 原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直しに係る規定については、原子力規制委員会の認可を受けた後、当社が定める日から施行することとし、それまでの間は従前の例による。
- (4) 添付4 管理区域図「図14. 2号原子炉建物1階、2号タービン建物2階、2号廃棄物処理建物1階」および「図28. 屋外トレンチ（1）」の変更は、管理区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。
- (5) 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。

以上

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2 第2条(基本方針)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を確実にを行うため、以下の活動を実施する。</p> <p>(1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、「<u>原子力安全文化醸成基本要領</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(4) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全文化醸成基本要領</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(5) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第2条の2 第2条(基本方針)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を確実にを行うため、以下の活動を実施する。</p> <p>(1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、「<u>原子力安全文化育成・維持基本要領</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(4) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全文化育成・維持基本要領</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(5) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(安全文化の育成および維持)</p> <p>第2条の3 第2条(基本方針)に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の健全な安全文化を育成し、および維持する活動を行う。</p> <p>(1) 社長は、健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに健全な安全文化を育成し、および維持する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。</p> <p>(2) 社長は、第三者の視点から健全な安全文化の育成および維持活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」(以下「有識者会議」という。)を設置する。また、健全な安全文化の育成および維持等に関する課題への対応業務を分掌する「原子力強化プロジェクト」を設置する。「原子力強化プロジェクト」の業務分掌、職位および職務権限を「組織規程」に定める。</p> <p>(3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、健全な安全文化の育成および維持を推進するための活動を統括する。</p> <p>(4) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応業務を統括する。また、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から健全な安全文化の育成および維持活動に対する提言を受ける。</p> <p>(5) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応状況を適宜有識者会議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長(第5条(保安に関する職務)第3項から第11項に定める職位)へ健全な安全文化の育成および維持活動に反映することを指示するとともに電源事業本部長へ指示の内容を通知する。</p> <p>(6) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応の有効性評価を行い、評価結果を踏まえた次年度の活動計画について有識者会議へ報告して提言を受け、有識者会議からの提言を踏まえ社長へ報告する。社長の意見を踏まえた次年度の活動計画について電源事業本部長へ指示する。</p> <p>(7) 第4条(保安に関する組織)に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき健全な安全文化の育成および維持のための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(8) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、(6)の原子力強化プロジェクト長からの指示を含め活動計画へ反映する。</p>	<p>(安全文化の育成および維持)</p> <p>第2条の3 第2条(基本方針)に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の健全な安全文化を育成し、および維持する活動を行う。</p> <p>(1) 社長は、健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに健全な安全文化を育成し、および維持する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。</p> <p>(2) 社長は、第三者の視点から健全な安全文化を育成し、および維持する活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」(以下「有識者会議」という。)を設置する。</p> <p>(3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化育成・維持基本要領」を定め、健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)を統括する。また、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)に対する提言を受ける。</p> <p>(4) 電源事業本部長は、健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)の実施状況を適宜有識者会議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長(第5条(保安に関する職務)第1項(4)から(10)および第2項(1)に定める職位)へ健全な安全文化を育成し、および維持する活動に反映することを指示する。</p> <p>(5) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化育成・維持基本要領」に基づき健全な安全文化を育成し、および維持するための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、「原子力安全管理監査細則」を定め、内部監査部門における健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(8) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全管理監査細則」に基づき健全な安全文化を育成し、および維持するための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(9) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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、以下の品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【品質マネジメントシステム計画】</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。 (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 原子力施設の事故もしくは故障等の情報または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106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) 組織(第4条(保安に関する組織))に示す部門(第4条に規定する組織の最小単位をいう。以下、本編において同じ。)すべてをいう。以下、本編において同じ。)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</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、以下の品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【品質マネジメントシステム計画】</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。 (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 原子力施設の事故もしくは故障等の情報または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106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) 組織(第4条(保安に関する組織))に示す部門(第4条に規定する組織の最小単位をいう。以下、本編において同じ。)すべてをいう。以下、本編において同じ。)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</p>	

→

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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行う。)</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. から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。）に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、「原子力品質保証細則」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>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質管理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4. 2. 1 (2), (3) および(4) の表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1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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「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。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「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>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行う。)</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. から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。）に基づく重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、「原子力品質保証細則」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>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質管理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4. 2. 1 (2), (3) および(4) の表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1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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「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。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「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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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「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>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「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>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し ・記載の適正化
<p>図1は、品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係を示すフローチャートである。左側に「文書・記録管理プロセス(4.2参照)」、「評価プロセス(8.2.2参照)」、「内部監査プロセス(8.2.2参照)」、「資源の運用管理プロセス(6.3.4参照)」が縦列で並んでいる。右側のメインフローは、「運営管理プロセス(5.参照)」から始まり、「業務の計画および実施プロセス(7.参照)」へと進む。このプロセスには「関係法令の遵守」、「安全文化醸成活動」、「運転管理、燃料管理」、「放射性廃棄物管理」、「放射線管理」、「施設管理、緊急時の措置等」の各プロセス(7.1参照)が含まれる。また、「設計管理プロセス(7.3参照)」と「調達管理プロセス(7.4参照)」もこの段階で連携している。最終的に「評価および改善プロセス(8.参照(8.2.2を除く))」へとつながる。</p>	<p>図1は、品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係を示すフローチャートである。左側のプロセスは「文書・記録管理プロセス(4.2参照)」、「評価プロセス(8.2.2参照)」、「内部監査(8.2.2参照)」、「資源の運用管理プロセス(6.3.4参照)」と「要員の能力の確保および教育訓練(6.4参照)」である。右側のメインフローは、「運営管理プロセス(5.参照)」から始まり、「業務の計画および実施プロセス(7.参照)」へと進む。このプロセスには「関係法令の遵守」、「安全文化の育成および維持」、「運転管理、燃料管理」、「放射性廃棄物管理」、「放射線管理」、「施設管理、緊急時の措置等」の各プロセス(7.1参照)が含まれる。また、「設計開発(7.7参照)」と「調達(7.4参照)」もこの段階で連携している。最終的に「評価プロセス(8.2.1, 8.2.3, 8.2.4, 8.4参照)」と「改善プロセス(8.3, 8.5参照)」へとつながる。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考																																																																										
<p>4. 2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>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。</p> <p>品質マネジメントシステム文書体系を「図2 品質マネジメントシステム文書体系図」に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>一次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>本品質マネジメントシステム計画</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証規程 (第3条)</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証細則 (第3条)</td> <td>電源事業本部長</td> </tr> <tr> <td>原子力安全管理監査細則 (第3条)</td> <td>内部監査部門長</td> </tr> </tbody> </table> <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>このうち、二次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">関連条項・項目</th> <th colspan="3">実施部門</th> <th colspan="3">監査部門</th> </tr> <tr> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5.4.1 品質目標</td> <td>原子力品質保証規程</td> <td>原子力品質保証基本要領 (第3条)</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5.5.1 責任および権限</td> <td></td> <td>主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条、第8条の2、第9条、第9条の2、第9条の3)</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				一次文書名 (関連条文)	制定者	本品質マネジメントシステム計画	社長	原子力品質保証規程 (第3条)	社長	原子力品質保証細則 (第3条)	電源事業本部長	原子力安全管理監査細則 (第3条)	内部監査部門長	関連条項・項目	実施部門			監査部門			一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証基本要領 (第3条)	電源事業本部長				5.5.1 責任および権限		主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条、第8条の2、第9条、第9条の2、第9条の3)	電源事業本部長				<p>4. 2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>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。</p> <p>品質マネジメントシステム文書体系を「図2 品質マネジメントシステム文書体系図」に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>一次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>本品質マネジメントシステム計画</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証規程 (第3条)</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証細則 (第3条)</td> <td>電源事業本部長</td> </tr> <tr> <td>原子力安全管理監査細則 (第3条)</td> <td>内部監査部門長</td> </tr> </tbody> </table> <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>このうち、二次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">関連条項・項目</th> <th colspan="3">実施部門</th> <th colspan="3">監査部門</th> </tr> <tr> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5.4.1 品質目標</td> <td>原子力品質保証規程</td> <td>原子力品質保証基本要領 (第3条)</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5.5.1 責任および権限</td> <td></td> <td>主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条から第9条の3)</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				一次文書名 (関連条文)	制定者	本品質マネジメントシステム計画	社長	原子力品質保証規程 (第3条)	社長	原子力品質保証細則 (第3条)	電源事業本部長	原子力安全管理監査細則 (第3条)	内部監査部門長	関連条項・項目	実施部門			監査部門			一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証基本要領 (第3条)	電源事業本部長				5.5.1 責任および権限		主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条から第9条の3)	電源事業本部長				・記載の適正化
一次文書名 (関連条文)	制定者																																																																																	
本品質マネジメントシステム計画	社長																																																																																	
原子力品質保証規程 (第3条)	社長																																																																																	
原子力品質保証細則 (第3条)	電源事業本部長																																																																																	
原子力安全管理監査細則 (第3条)	内部監査部門長																																																																																	
関連条項・項目	実施部門			監査部門																																																																														
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者																																																																												
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証基本要領 (第3条)	電源事業本部長																																																																															
5.5.1 責任および権限		主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条、第8条の2、第9条、第9条の2、第9条の3)	電源事業本部長																																																																															
一次文書名 (関連条文)	制定者																																																																																	
本品質マネジメントシステム計画	社長																																																																																	
原子力品質保証規程 (第3条)	社長																																																																																	
原子力品質保証細則 (第3条)	電源事業本部長																																																																																	
原子力安全管理監査細則 (第3条)	内部監査部門長																																																																																	
関連条項・項目	実施部門			監査部門																																																																														
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者																																																																												
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証基本要領 (第3条)	電源事業本部長																																																																															
5.5.1 責任および権限		主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第8条から第9条の3)	電源事業本部長																																																																															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門			
	一次文書名		二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名			二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名		二次文書名(関連条文)	制定者	
5.5.4 組織の内部 の情報の伝 達			内部コミュニケーション基本要領(第3条第6条第7条)	電源事業本部長			5.5.4 組織の内部 の情報の伝 達			内部コミュニケーション基本要領(第3条第6条第7条)	電源事業本部長			
5.6 マネジメントレビュー	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	マネジメントレビュー基本要領(第3条)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査要領(第3条)	5.6 マネジメントレビュー	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	マネジメントレビュー基本要領(第3条)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査要領(第3条)	内部監査部門部長(原子力監査)
6.1 資源の確保			力量および教育訓練基本要領(第3条第117条第118条)	電源事業本部長			6.1 資源の確保			力量および教育訓練基本要領(第3条第117条第118条)	電源事業本部長			
6.2 要員の力量 の確保およ び教育訓練							6.2 要員の力量 の確保およ び教育訓練							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考		
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門			
	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者		一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名		二次文書名(関連条文)	制定者
7.1 個別業務に必要なプロセスの計画	原子力品質保証規則	原子力品質保証規則	電源事業本部保安業務要領(第78条第81条第84条の2、第86条)	電源事業本部長(原子力管理)	/	/	7.1 個別業務に必要なプロセスの計画	原子力品質保証規則	原子力品質保証規則	電源事業本部保安業務要領(第78条第81条第84条の2、第86条)	電源事業本部長(原子力管理)	/	/	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規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
			原子炉施設の定期的な評価基本要領(第106条の6)	電源事業本部長	/	/				原子炉施設の定期的な評価基本要領(第106条の6)	電源事業本部長	/	/	
			運転管理要領(第11条から第77条)	島根原子力発電所長	/	/				運転管理要領(第11条から第16条、第18条から第77条)	島根原子力発電所長	/	/	
			燃料管理要領(第78条から第84条の2)	島根原子力発電所長	/	/				燃料管理要領(第78条から第84条の2)	島根原子力発電所長	/	/	
			放射性廃棄物管理要領(第85条から第89条)	島根原子力発電所長	/	/				放射性廃棄物管理要領(第85条から第89条)	島根原子力発電所長	/	/	
			放射線管理要領(第90条から第104条)	島根原子力発電所長	/	/				放射線管理要領(第90条から第104条)	島根原子力発電所長	/	/	
			施設管理要領(第106条から第106条の5)	島根原子力発電所長	/	/				施設管理要領(第106条から第106条の6)	島根原子力発電所長	/	/	
			異常事象発生時の対応要領(第17条第17条の2、第107条から第116条、第120条)	島根原子力発電所長	/	/				緊急時の措置要領(第17条の2から第17条の9、第107条から第116条、第120条)	島根原子力発電所長	/	/	
										火災防範計画(第17条)	島根原子力発電所長	/	/	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考			
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門						
	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者		一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者				
7.1 個別業務に必要なプロセスの計画(つづき)	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	原子力安全文化醸成基本要領(第2条の2)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査要領(第2条の2)	内部監査部門部長(原子力監査)	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	原子力安全文化育成・維持基本要領(第2条の2、第2条の3)	電源事業本部長	原子力品質保証規程	原子力安全管理監査要領(第2条の2、第2条の3)	内部監査部門部長(原子力監査)	・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し		
			原子力安全文化醸成基本要領(第2条の3)	電源事業本部長													
7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	外部コミュニケーション基本要領(第3条)	電源事業本部長				7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	外部コミュニケーション基本要領(第3条)	電源事業本部長					
7.3 設計開発			設計・開発管理基本要領(第3条) 文書・記録管理基本要領(第3条)	電源事業本部長				7.3 設計開発			設計・開発管理基本要領(第3条) 文書・記録管理基本要領(第3条)	電源事業本部長					
7.4 調達 7.5.5 調達物品の管理			調達管理基本要領(第3条)	電源事業本部長				7.4 調達 7.5.5 調達物品の管理			調達管理基本要領(第3条)	電源事業本部長					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考		
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門			備考		
	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者		一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名(関連条文)	制定者			
8.2.1 組織の外部の者の意見	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	外部コミュニケーション基本要領(第3条)	/	/	/	8.2.1 組織の外部の者の意見	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	外部コミュニケーション基本要領(第3条)	/	/	/	・記載の適正化		
8.2.3 プロセスの監視則定			監視則定および分析基本要領(第3条) 不適合等管理基本要領(第3条)				電源事業本部長			8.2.3 プロセスの監視則定					監視則定および分析基本要領(第3条) 不適合等管理基本要領(第3条)	電源事業本部長
8.2.4 機器等の検査等			検査管理要領(第3条)				島根原子力発電所長			8.2.4 機器等の検査等					検査管理要領(第3条、第106条の4、第106条の5)	島根原子力発電所長
8.4 データの分析および評価			監視則定および分析基本要領(第3条)				電源事業本部長			原子力品質保証規程					原子力安全管理監査要領(第3条)	内部監査部門部長(原子力監査)

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考	
(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順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「手順書等」という。） このうち、二次文書を以下の表に示す。								(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順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「手順書等」という。） このうち、二次文書を以下の表に示す。							
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門				
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者		一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者		
4.2.3 文書の管理		文書・記録管理基本要領 (第3条)	電源事業本部長				4.2.3 文書の管理		文書・記録管理基本要領 (第3条)	電源事業本部長					
4.2.4 記録の管理							4.2.4 記録の管理								
8.2.2 内部監査	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則		原子力品質保証規程	原子力安全管理監査要領 (第3条)	内部監査部門 部長 (原子力監査)	8.2.2 内部監査	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則		原子力品質保証規程	原子力安全管理監査細則	内部監査部門 部長 (原子力監査)		
8.3 不適合の管理							8.3 不適合の管理								
8.5.2 是正処置等		不適合等管理基本要領 (第3条)	電源事業本部長				8.5.2 是正処置等		不適合等管理基本要領 (第3条)	電源事業本部長					
8.5.3 未然防止処置							8.5.3 未然防止処置								

図2 品質マネジメントシステム文書体系図

この図は品質マネジメントシステム文書体系を示しています。ピラミッドの頂上は「方針 および目標 (一次文書)」で、4.2.1(1)、(2)の文書に該当します。その下は「管理 (二次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書に該当します。さらに下は「業務実施 (三次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の文書（ただし、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書を除く）に該当します。最下層は「記録」で、4.2.1(3)、(4)の文書に基づき作成する記録に該当します。

図2 品質マネジメントシステム文書体系図

この図は品質マネジメントシステム文書体系を示しています。ピラミッドの頂上は「方針 および目標 (一次文書)」で、4.2.1(1)、(2)の文書に該当します。その下は「管理 (二次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書に該当します。さらに下は「業務実施 (三次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の文書（ただし、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書を除く）に該当します。最下層は「記録」で、4.2.1(3)、(4)の文書に基づき作成する記録に該当します。

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、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」および「原子力安全管理監査細則」に次に掲げる事項を定める。

- (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
- (2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項
- (3) 品質マネジメントシステムの適用範囲

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、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」および「原子力安全管理監査細則」に次に掲げる事項を定める。

- (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
- (2) 保安活動の計画、実施、評価および改善に関する事項
- (3) 品質マネジメントシステムの適用範囲

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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 (5) プロセスの相互の関係 (「図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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 b. 文書の組織外への流出等の防止 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当たり、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4. 2. 1(4)の表の4. 2. 3項に係る文書を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。 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、改訂に当たり、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。 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の要員を参画させること。 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。 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。 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。 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。 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定めた4. 2. 1(4)の表の4. 2. 4項に係る文書を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</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 (5) プロセスの相互の関係 (「図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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 b. 文書の組織外への流出等の防止 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当たり、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4. 2. 1(4)の表の4. 2. 3項に係る文書を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。 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、改訂に当たり、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。 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の要員を参画させること。 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。 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。 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。 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。 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定めた4. 2. 1(4)の表の4. 2. 4項に係る文書を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p> <p>社長は、組織の意思決定に当たり、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</p> <p>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（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。）を含む。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>(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</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(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>	<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とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p> <p>社長は、組織の意思決定に当たり、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</p> <p>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（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。）を含む。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>(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</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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</p> <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。）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>(3) 組織は、品質目標に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(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（保安に関する職務）、第9条（原子炉主任技術者の職務等）および第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、電源事業本部長を組織（内部監査部門を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査部門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</p>	<p>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</p> <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。）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>(3) 組織は、品質目標に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(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（保安に関する職務）、第9条（原子炉主任技術者の職務等）および第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、電源事業本部長を組織（内部監査部門を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査部門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</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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（第4条（保安に関する組織）に定める組織を構成する個々の部門の長をいう。以下「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>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（第4条（保安に関する組織）に定める組織を構成する個々の部門の長をいう。以下「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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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、4. 2. 1 (3) の表の5. 5. 4項に係る文書確立する。</p> <p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>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</p> <p>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。（以下、本編において同じ。）</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>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、4. 2. 1 (3) の表の5. 5. 4項に係る文書確立する。</p> <p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>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</p> <p>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。（以下、本編において同じ。）</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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 (11) 部門または要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (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 (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。 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。） 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 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 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。） e. 関係法令の遵守に関する改善 (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。 (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 6. 1 資源の確保 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4. 2. 1(3)の表の6. 1項、6. 2項および7. 1項に係る文書において明確に定め（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。 (1) 要員 (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。） (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。） (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 (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</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 (11) 部門または要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (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 (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。 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。） 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 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 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。） e. 関係法令の遵守に関する改善 (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。 (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 6. 1 資源の確保 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4. 2. 1(3)の表の6. 1項、6. 2項および7. 1項に係る文書において明確に定め（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。 (1) 要員 (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。） (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。） (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 (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</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項および6. 2項に係る文書を確立し、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、4. 2. 1 (4) の表の4. 2. 3項および4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書に基づき、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。）を行うに当たり、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「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>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>(1) 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>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、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項および6. 2項に係る文書を確立し、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、4. 2. 1 (4) の表の4. 2. 3項および4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書に基づき、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。）を行うに当たり、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「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>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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>a. 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>b. 関係法令</p> <p>c. a., b. に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項を確実に業務の計画に反映させるため、電源事業本部部長（原子力管理）を主査とする「原子力部門戦略会議」において原子力の重要課題を統括し、業務運営の改善を図る計画を検討する。計画の策定にあたっては、規制動向および現状の保安活動における課題・問題点を把握し、その適切な処置について検討を行う。また、「原子力部門戦略会議」の運営方法を「原子力部門戦略会議運営手順書」に定める。</p> <p>なお、電源事業本部部長（原子力管理）は、「原子力部門戦略会議」の活動状況を電源事業本部部長に報告する。電源事業本部部長は、課題の重要性に応じ、社長へ報告し、社長からの指示を計画の検討に反映させるよう電源事業本部部長（原子力管理）へ指示する。</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当たり、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当たり、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>(1) 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4. 2. 1 (3)の表の7. 2. 3項に係る文書で明確に定め、これを実施する。</p> <p>a. 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>b. 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>c. 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>d. 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>(2) 組織は、保安活動に関する制度変更に対し、「原子力安全情報検討会」において、発電所を含めた組織としての適切な全体計画を作成するとともに、発電所が十分に実行可能で合理的な</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), (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当たり、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当たり、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4. 2. 1 (3)の表の7. 2. 3項に係る文書で明確に定め、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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>手順を確立する。また、「原子力安全情報検討会」の活動状況は、定期的に「原子力部門戦略会議」に報告する。なお、「原子力安全情報検討会」の運営方法を「原子力安全情報処理手順書」に定める。</p> <p>7. 3 設計開発 組織は、4. 2. 1 (3) の表の7. 3項に係る文書を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計開発計画 (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「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。 (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。 a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度 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 c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限 d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源 (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。 (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 (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。 a. 機能および性能に係る要求事項 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 c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項 (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 (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>7. 3 設計開発 組織は、4. 2. 1 (3) の表の7. 3項に係る文書を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計開発計画 (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「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。 (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。 a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度 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 c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限 d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源 (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。 (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 (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。 a. 機能および性能に係る要求事項 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 c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項 (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 (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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 合否判定基準を含むものであること。 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>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「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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>(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「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当たり、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>(2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 合否判定基準を含むものであること。 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>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「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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>(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「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当たり、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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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当たり、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、4. 2. 1 (3)の表の7. 4項に係る文書を確認し、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>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当たり、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、4. 2. 1 (3)の表の7. 4項に係る文書を確認し、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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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 b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 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 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 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 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 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当たり、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>7. 5 個別業務の管理</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>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 b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 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 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 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 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 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当たり、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>7. 5 個別業務の管理</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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>(1) 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>(2) 組織は、調達物品の管理に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の7. 5. 5項に係る文書を確立する。</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4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において明確に定める。</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を、4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において確立し、実施</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>(1) 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>(2) 組織は、調達物品の管理に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の7. 5. 5項に係る文書を確立する。</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4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において明確に定める。</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を、4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において確立し、実施</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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（7. 1（1）に基づき定めた計画に基づく間隔をいう。）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っては、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、その初回の使用に当たり、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関す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4. 2. 1（3）の表の8. 2. 1項に係る文書に定める。</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、</p>	<p>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（7. 1（1）に基づき定めた計画に基づく間隔をいう。）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っては、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、その初回の使用に当たり、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関す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4. 2. 1（3）の表の8. 2. 1項に係る文書に定める。</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、</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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 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「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、4. 2. 1 (4) の表の8. 2. 2項に係る文書に定める。</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。</p> <p>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 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当たり、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</p>	<p>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 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「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、4. 2. 1 (4) の表の8. 2. 2項に係る文書に定める。</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。</p> <p>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 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当たり、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</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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。</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、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うに当たり、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、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うに当たり、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。）ならびにそれに関連する責任および権限を、4. 2. 1 (4) の表の8. 3項に係る文書に定める。</p>	<p>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。</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、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うに当たり、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、当該検査等に必要な力量を持ち、適正な判定を行うに当たり、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。）ならびにそれに関連する責任および権限を、4. 2. 1 (4) の表の8. 3項に係る文書に定める。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(3) 発電所長は、不適合管理を適切に実施するため、不適合と思われる情報の収集および不適合管理グレードの決定等を次のとおり実施させる。</p> <p>a. 発電所の要員は、不適合と思われる事象が発生した場合、その情報を課長（品質保証）に提出する。</p> <p>b. 課長（品質保証）は、不適合と思われる情報を収集・整理し、「不適合判定検討会」へインプットする。</p> <p>c. 品質保証部長は、「不適合判定検討会」の主査として、不適合と思われる情報について、不適合管理グレードの決定および処置方法の検討を実施する。</p> <p>(4) 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「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>(5) 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>(6) 組織は、(4) 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>(7) 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、4. 2. 1 (3) の表の8. 4項に係る文書において、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</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「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、4. 2. 1 (3) の表の8. 4項に係る文書において、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</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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>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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に確立し、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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に定める。</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>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>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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に確立し、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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に定める。</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、4. 2. 1 (4)の表の8. 5. 3項に係る文書に定める。</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> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、4. 2. 1 (4)の表の8. 5. 3項に係る文書に定める。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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</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</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第5条 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、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（発電用原子炉主任技術者（以下、「原子炉主任技術者」という。）を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の育成および維持）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実に行うことならびに健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。</p> <p>2. 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）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、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の育成および維持）に関する活動として、保安に関する組織における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>3. 内部監査部門長は、独立監査業務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における監査業務を統括する。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）に関する活動として、内部監査部門における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動を統括する。</p> <p>4. 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。</p> <p>5. 電源事業本部部長（原子力品質保証）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>6. 電源事業本部部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括に関する業務を含む。）を統括する。</p> <p>7. 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務および輸入廃棄物の管理に関する業務を統括する。</p> <p>8. 電源事業本部部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。</p> <p>9. 電源事業本部部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。</p> <p>10. 電源事業本部部長（電源建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。</p> <p>12. 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）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、本社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、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（発電用原子炉主任技術者（以下「原子炉主任技術者」という。）を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の育成および維持）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実に行うことならびに健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）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、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の育成および維持）に関する活動として、保安に関する組織（内部監査部門を除く。）における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、独立監査業務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における監査業務を統括する。また、第2条の2（関係法令および保安規定の遵守）および第2条の3（安全文化の育成および維持）に関する活動として、内部監査部門における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(4) 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。</p> <p>(5) 電源事業本部部長（原子力安全監理）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。また、健全な安全文化を育成し、および維持する活動（内部監査部門の活動を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括、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。）を統括する。</p> <p>(7) 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務および輸入廃棄物の管理に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 電源事業本部部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。</p> <p>(9) 電源事業本部部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。</p> <p>(10) 電源事業本部部長（電源建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。</p> <p>(11) 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）に関する業務を行う。</p> <p>(12) マネージャー（監視評価）は、健全な安全文化を育成し、および維持する活動に係る取り組</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更） ・实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 ・实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 ・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し ・記載の適正化

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>11. 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。</p> <p>13. 品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。</p> <p>14. 技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。</p> <p>15. 廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。</p> <p>16. 発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。</p> <p>17. 保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。</p> <p>18. 課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括および使用前事業者検査等の総括に関する業務を行う。</p> <p>19. 総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。</p> <p>20. 課長（技術）は、異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。</p> <p>21. 課長（燃料技術）は、原子炉の安全管理および燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>22. 課長（核物質防護）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>23. 課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理および環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>24. 課長（建設管理）は、3号炉原子炉施設の試運転に関する業務の計画・管理に係る業務を行う。</p> <p>25. 課長（第一発電）は、2号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。</p> <p>26. 課長（第二発電）は、3号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。</p> <p>27. 当直長は、業務を所管している課長（第一発電）または課長（第二発電）（以下「課長（発電）」という。）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。</p> <p>28. 課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>29. 課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち高経年化対策に係る業務および保全計画に関する業務を行う。</p> <p>30. 課長（電気）は、2号炉原子炉施設のうち電気設備の改造工事および保修に関する業務を行う。</p>	<p><u>み状況（内部監査部門の活動を除く。）の監視評価に関する業務を行う。</u></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）発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。</p> <p>（2）品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。</p> <p>（3）技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。</p> <p>（4）廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。</p> <p>（5）発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。</p> <p>（6）保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。</p> <p>（7）課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括および使用前事業者検査等の総括に関する業務を行う。</p> <p>（8）総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。</p> <p>（9）課長（技術）は、<u>内部漏水発生時、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ならびに異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。</u></p> <p>（10）課長（燃料技術）は、原子炉の安全管理および燃料の管理に関する業務を行う。</p> <p>（11）課長（核物質防護）は、<u>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。</u></p> <p>（12）課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理および環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>（13）課長（建設管理）は、3号炉原子炉施設の試運転に関する業務の計画・管理に係る業務を行う。</p> <p>（14）課長（第一発電）は、2号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。</p> <p>（15）課長（第二発電）は、3号炉原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取替に関する業務を行う。</p> <p>（16）当直長は、業務を所管している課長（第一発電）または課長（第二発電）（以下「課長（発電）」という。）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。</p> <p>（17）課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに<u>火災発生時の体制の整備に関する業務を行う。</u></p> <p>（18）課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち高経年化対策に係る業務および保全計画に関する業務を行う。</p> <p>（19）課長（電気）は、2号炉原子炉施設のうち電気設備の改造工事および保修に関する業務を行</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>31. 課長（計装）は、2号炉原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>32. 課長（3号電気）は、3号炉原子炉施設のうち電気・計測制御設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>33. 課長（原子炉）は、2号炉原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>34. 課長（タービン）は、2号炉原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>35. 課長（3号機械）は、3号炉原子炉施設のうち機械設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>36. 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>37. 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>38. 課長（SA工事プロジェクト）は、重大事故等対策工事に関する業務を行う。</p> <p>39. 第18項から第38項に定める職位（第27項の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長および原子力人材育成センター所長は、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。また、課長（廃止措置総括）は第2編第127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>40. 各課長、当直長および原子力人材育成センター所長は、第12項および第18項から第39項に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長および原子力人材育成センター所長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>41. 電源事業本部部長（原子力管理）および所長は、発電所における保安に関する業務を統括する際には、原子炉主任技術者の意見を尊重する。</p> <p>42. 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、本条の業務以外に、他組織の職務に係る検査に関する業務を行うことができる。</p> <p>43. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。</p>	<p>う。</p> <p>(20) 課長（計装）は、2号炉原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(21) 課長（3号電気）は、3号炉原子炉施設のうち電気・計測制御設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(22) 課長（原子炉）は、2号炉原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(23) 課長（タービン）は、2号炉原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(24) 課長（3号機械）は、3号炉原子炉施設のうち機械設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(25) 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(26) 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事および保守に関する業務を行う。</p> <p>(27) 課長（SA工事プロジェクト）は、重大事故等対策工事に関する業務を行う。</p> <p>3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。</p> <p>(1) 第2項（7）から（27）に定める職位（第2項（16）の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長、原子力人材育成センター所長およびマネージャー（監視評価）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（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。）。また、課長（廃止措置総括）は、第2編第127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>(2) 各課長、当直長、原子力人材育成センター所長およびマネージャー（監視評価）は、第1項（11）および（12）、第2項（7）から（27）ならびに第3項（1）に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長、原子力人材育成センター所長およびマネージャー（監視評価）の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>(3) 電源事業本部部長（原子力管理）および所長は、発電所における保安に関する業務を統括する際には、原子炉主任技術者の意見を尊重する。</p> <p>(4) 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、本条の業務以外に、他組織の職務に係る検査に関する業務を行うことができる。</p> <p>4. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。</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>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子力発電保安運営委員会)</p> <p>第7条 発電所に原子力発電保安運営委員会(以下「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) 運転管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員の構成人員に関する事項 ・ 当直の引継方法に関する事項 ・ 原子炉の起動および停止操作に関する事項 ・ 巡視点検に関する事項 ・ 異常時の操作に関する事項 ・ 警報発生時の措置に関する事項 ・ 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 ・ 定期試験に関する事項 <p>(2) 燃料管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項 ・ 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項 ・ 燃料の検査および取替に関する事項 <p>(3) 放射性廃棄物管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項 ・ 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項 ・ 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項 ・ 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項 <p>(4) 放射線管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項 ・ 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項 ・ 保全区域に関する事項 ・ 周辺監視区域に関する事項 ・ 線量の評価に関する事項 ・ 除染に関する事項 ・ 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 ・ 放射線計測器類の点検・校正に関する事項 ・ 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 <p>(5) 施設管理に関する規定類の制定および改正ならびに保全・施設管理の有効性評価に関する事</p>	<p>(原子力発電保安運営委員会)</p> <p>第7条 発電所に原子力発電保安運営委員会(以下「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) 運転管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員の構成人員に関する事項 ・ 当直の引継方法に関する事項 ・ 原子炉の起動および停止操作に関する事項 ・ 巡視点検に関する事項 ・ 異常時の操作に関する事項 ・ 警報発生時の措置に関する事項 ・ 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 ・ 定期試験に関する事項 ・ <u>誤操作の防止に関する事項(2号炉)</u> ・ <u>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>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>(2) 燃料管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項 ・ 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項 ・ 燃料の検査および取替に関する事項 <p>(3) 放射性廃棄物管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項 ・ 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項 ・ 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項 ・ 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項 <p>(4) 放射線管理に関する規定類の制定および改正</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 管理区域の設定、区域区分および特別措置を要する区域に関する事項 ・ 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項 ・ 保全区域に関する事項 ・ 周辺監視区域に関する事項 ・ 線量の評価に関する事項 ・ 除染に関する事項 ・ 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 ・ 放射線計測器類の点検・校正に関する事項 ・ 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 <p>(5) 施設管理に関する規定類の制定および改正ならびに保全・施設管理の有効性評価に関する事</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>項</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規定類の制定および改正 (第109条)</p> <p>(8) 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、原子炉主任技術者および各部長 (品質保証部長, 技術部長, 廃止措置・環境管理部長, 発電部長および保修部長) に加え, 委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>項</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規定類の制定および改正 (第109条)</p> <p>(8) 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、原子炉主任技術者および各部長 (品質保証部長, 技術部長, 廃止措置・環境管理部長, 発電部長および保修部長) に加え, 委員長が指名した者で構成する。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子炉主任技術者の選任)</p> <p>第8条 電源事業本部長は、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から選任する。</p> <p>2. 原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任し、同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。</p> <p>3. 原子炉主任技術者は、<u>電源事業本部参事以上</u>とし、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、課長以上とする。</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別の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 電源事業本部長は、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、<u>次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から</u>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) 原子炉の運転に関する業務</p> <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</p> <p>(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、<u>電源事業本部の特別管理職または上級管理職</u>とし、第9条（原子炉主任技術者の職務等）に定める職務を行う。</p> <p>4. <u>原子炉主任技術者のうち1名は特別管理職とする。</u></p> <p>5. 原子炉主任技術者は、<u>電源事業本部部長（原子力安全監理）、原子力人材育成センター所長、マネージャー（監視評価）、副所長、品質保証部長、廃止措置・環境管理部長または課長（品質保証）のいずれかの職位を兼務することができる。</u></p> <p>6. 代行者の職位は、課長以上とする。</p> <p>7. <u>原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合（2号炉の原子炉主任技術者については、早期に非常招集が可能なエリア外に離れる場合を含む。）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別の原子炉主任技術者を選任する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
<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を行うことを任務とし、「主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領」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。</p> <p>(2) 表9-1に定める事項のうち、第117条および第118条については、電源事業本部部長(原子力管理)の承認に先立ち確認し、その他の事項については、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) 第120条(報告)第1項に基づき報告を受けた場合、自らの責任において、事態を確認し、その確認したところに従い正確な情報を社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的および必要に応じて社長へ直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会、保安運営委員会へ出席しなければならない。</p> <p>(8) 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>2. 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="166 1171 1353 1864"> <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77条(異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第81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91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>第117条(所員への保安教育)</td> <td>所員への保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第118条(協力会社従業員への保安教育)</td> <td>協力会社従業員へ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77条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第81条(燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画	第91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	第117条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画	第118条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員へ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を行うことを任務とし、「主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領」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(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示する。</p> <p>(2) 表9-1に定める事項のうち、第117条および第118条については、電源事業本部部長(原子力管理)の承認に先立ち確認し、その他の事項については、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) 第120条(報告)第1項に基づき報告を受けた場合、自らの責任において、事態を確認し、その確認したところに従い正確な情報を社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的および必要に応じて社長へ直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会、保安運営委員会へ出席しなければならない。</p> <p>(8) 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>2. <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>3. 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="1397 1171 2576 1864"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第12条(運転員等の確保)</td> <td>第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築</td> </tr> <tr> <td>第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)</td> <td>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)</td> </tr> <tr> <td>第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)</td> <td>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)</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77条(異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第81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91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>第117条(所員への保安教育)</td> <td>所員への保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第118条(協力会社従業員への保安教育)</td> <td>協力会社従業員への保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条 文	内 容	第12条(運転員等の確保)	第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築	第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)	第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)	第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)	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)	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77条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第81条(燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画	第91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	第117条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画	第118条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員へ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77条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第81条(燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第91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																																			
第117条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画																																			
第118条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画																																			
条 文	内 容																																			
第12条(運転員等の確保)	第5項、第6項、第8項および第9項に定める体制の構築																																			
第17条の7(重大事故等発生時の体制の整備)	第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画(2号炉)																																			
第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)	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)																																			
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77条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第81条(燃料の取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第91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																																			
第117条(所員への保安教育)	所員への保安教育実施計画																																			
第118条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画																																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表9-2		表9-2		
条文	内容	条文	内容	
第17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17条（火災発生時の体制の整備）	火災が発生した場合に講じた措置の結果	
		第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備）	内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果（2号炉）	
		第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）	火山影響等発生時に講じた措置の結果（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）	地震、津波、竜巻および積雪等が発生した場合に講じた措置の結果	
		第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備）	有毒ガス発生時に講じた措置の結果（2号炉）	
		第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）	成立性の確認訓練の結果（2号炉）	
		第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）	技術的能力の確認訓練の結果（2号炉）	
第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	
第35条（残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去ができる期間	第35条（残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去ができる期間	
		第65条（重大事故等対処設備）	要求される代替措置の確認（2号炉）	
第68条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	第68条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	
第72条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	第72条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	
	運転上の制限を満足していると判断した場合		運転上の制限を満足していると判断した場合	
	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		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	
第73条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合）	必要な安全措置	第73条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）	必要な安全措置	
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合		運転上の制限外から復帰していると判断した場合	
第75条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査および対応措置	第75条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査および対応措置	
第76条（異常時の措置）	異常の収束	第76条（異常時の措置）	異常の収束	
第81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81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）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	第120条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	
	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		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		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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
	「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		「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	
表9-3		表9-3		
記 録 項 目		記 録 項 目		
1. 運転日誌		1. 運転日誌		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 熱出力 ・ 炉心の中性子束密度 ・ 炉心の温度 ・ 冷却材入口温度 ・ 冷却材出口温度 ・ 冷却材圧力 ・ 冷却材流量 ・ 再結合装置内の温度 ・ 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 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 熱出力 ・ 炉心の中性子束密度 ・ 炉心の温度 ・ 冷却材入口温度 ・ 冷却材出口温度 ・ 冷却材圧力 ・ 冷却材流量 ・ 再結合装置内の温度 ・ 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 		
2. 制御材の位置		2. 制御材の位置		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の位置 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の位置 		
3. 燃料に係る記録		3. 燃料に係る記録		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・ 燃料体の形状または性状に関する検査の結果 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・ 使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・ 燃料体の形状または性状に関する検査の結果 		
4. 点検報告		4. 点検報告		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転開始前の点検結果 ・ 運転停止後の点検結果 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転開始前の点検結果 ・ 運転停止後の点検結果 		
5. 引継日誌		5. 引継日誌		
6. 放射線管理に係る記録		6. 放射線管理に係る記録		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 管理区域内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 ・ 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 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 管理区域内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 ・ 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 		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>7. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 ・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 ・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およびその運搬の経路 <p>8. 原子炉施設の巡視または点検の結果</p> <p>9. 保安教育の実施報告</p>	<p>7. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 ・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 ・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およびその運搬の経路 <p>8. 原子炉施設の巡視または点検の結果</p> <p>9. 保安教育の実施報告</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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、電気事業法第43条に基づき電気工作物の工事、維持および運用に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、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当たっては、必要に応じて工事、維持および運用に従事する者へ指示、指導・助言する。また、電気事業法に基づく工事計画および原子炉等規制法に基づく設計及び工事計画の申請・届出を必要とする工事の場合、手続きが行われたことを確認する。</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、工事、維持および運用に従事する者に対し指示、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従って、検査の指導、監督を行う。</p> <p>(4) 所管官庁が法令に基づき行う立会検査には、原則として立会う。</p> <p>(5) あらかじめ定める記録の内容を確認する。</p> <p>2. 電気工作物の工事、維持または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、電気事業法第43条に基づき電気工作物の工事、維持および運用に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、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当たっては、必要に応じて工事、維持および運用に従事する者(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示、指導・助言する。また、電気事業法に基づく工事計画および原子炉等規制法に基づく設計及び工事計画の申請・届出を必要とする工事の場合、手続きが行われたことを確認する。</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、工事、維持および運用に従事する者に対し指示、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従って、検査の指導、監督を行う。</p> <p>(4) 所管官庁が法令に基づき行う立会検査には、原則として立会う。</p> <p>(5) あらかじめ定める記録の内容を確認する。</p> <p>2. 電気工作物の工事、維持または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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																
<p>第4章 運転管理 第1節 通則 (構成および定義)</p> <p>第11条 本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。</p> <p>2. 第3節(第71条～第74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: 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^{※1}に要求される措置</p> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、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、運転上の制限を満足していないと各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が判断した場合 (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合 (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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が判断した場合</p> <p>表11^{※2}</p> <table border="1" data-bbox="154 1125 1362 1537"> <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/高温待機^{※3}</td> <td>燃料交換^{※4} または 停止</td> <td>燃料交換^{※4} または 停止</td> <td>燃料交換^{※4} 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>※2: 第68条(複数の制御棒引き抜きを伴う検査), 第69条(原子炉の昇温を伴う検査)および第70条(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)の適用時は当該条文による。</p> <p>※3: 3号炉については「起動」と読みかえる。以下同じ。</p> <p>※4: 3号炉については「燃料取替」と読みかえる。以下同じ。</p>	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/高温待機 ^{※3}	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} 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		<p>第4章 運転管理 第1節 通則 (構成および定義)</p> <p>第11条 本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。</p> <p>2. 第3節(第71条～第74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: 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^{※1}に要求される措置</p> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、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、運転上の制限を満足していないと各課長または当直長が判断した場合 (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合 (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または当直長が判断した場合</p> <p>表11^{※2}</p> <table border="1" data-bbox="1386 1125 2594 1537"> <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/高温待機^{※3}</td> <td>燃料交換^{※4} または 停止</td> <td>燃料交換^{※4} または 停止</td> <td>燃料交換^{※4} 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>※2: 第68条(複数の制御棒引き抜きを伴う検査), 第69条(原子炉の昇温を伴う検査)および第70条(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)の適用時は当該条文による。</p> <p>※3: 3号炉については「起動」と読みかえる。以下同じ。</p> <p>※4: 3号炉については「燃料取替」と読みかえる。以下同じ。</p>	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/高温待機 ^{※3}	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} 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		<p>・記載の適正化</p>
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/高温待機 ^{※3}	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} 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																																														
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/高温待機 ^{※3}	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} または 停止	燃料交換 ^{※4} 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																																														

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
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。		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。		
管理的手段による確認	<p>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つないし複数を適切に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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	管理的手段による確認	<p>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つないし複数を適切に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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	
原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	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。	原子炉棟内で照射された燃料に係る作業	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。	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。	
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、上記主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備 ^{※5} 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、上記主旨を踏まえた上で、組織的に実施する準備 ^{※5} 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。	
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。	
制御棒駆動機構を除外	<p>[2号炉]</p> <p>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。</p> <p>[3号炉]</p> <p>制御棒駆動機構の駆動電源を切操作することをいう。</p>	制御棒駆動機構を除外	<p>[2号炉]</p> <p>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。</p> <p>[3号炉]</p> <p>制御棒駆動機構の駆動電源を切操作することをいう。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
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。	・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
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体がすべ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・取外しは含まれない。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体がすべ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・取外しは含まれない。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。	
		重大事故	実用炉規則第4条にて掲げる「炉心の著しい損傷」および「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。	
		燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プールに照射された燃料を1体以上貯蔵している期間をいう。	
※5：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。		※5：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。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考												
<p>(原子炉の運転期間)</p> <p>第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間^{※1}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="189 499 819 590"> <tr> <td></td> <td>2号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </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)</p> <p>第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間^{※1}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="1427 499 2056 590"> <tr> <td></td> <td>2号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13箇月</td> <td>13箇月</td> </tr> </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箇月	13箇月	<p>・記載の適正化</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箇月	13箇月												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子炉の運転員の確保)</p> <p>第12条 課長(発電)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。</p> <p>2. 課長(発電)は、原子炉の運転にあたって前項に定める者の中から、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、2交替勤務を行わせる。(3号炉については4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、運転員には24時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長^{※1}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。</p> <p>※1: 2号炉の当直長は、1号炉および2号炉で兼任させることができる。</p> <p>3. 課長(発電)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当直長、当直副長、当直主任または運転士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名は当直長または当直副長とする。</p>	<p>(運転員等の確保)</p> <p>第12条 課長(発電)は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する^{※1}。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。</p> <p>2. 課長(発電)は、原子炉の運転にあたって前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、2交替勤務を行わせる。(3号炉については4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、運転員には24時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長^{※2}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。</p> <p>3. 課長(発電)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当直長、当直副長、当直主任または運転士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名は当直長または当直副長とする。</p> <p>4. <u>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^{※1}。また、課長(技術)は、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。</u></p> <p>5. <u>課長(発電)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。</u></p> <p>6. <u>課長(発電)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。</u></p> <p>7. <u>課長(発電)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。</u></p> <p>8. <u>課長(技術)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。</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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																													
<p>表 1 2 - 1</p> <table border="1" data-bbox="154 856 1362 997"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転、起動および高温停止の場合</td> <td>3名以上</td> <td>3名以上</td> </tr> <tr> <td>冷温停止および燃料交換の場合</td> <td>2名以上</td> <td>2名以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1 2 - 2</p> <table border="1" data-bbox="154 1222 1362 1362"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転、起動および高温停止の場合</td> <td>2名以上</td> <td>2名以上</td> </tr> <tr> <td>冷温停止および燃料交換の場合</td> <td>1名以上</td> <td>1名以上</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	2号炉	3号炉	運転、起動および高温停止の場合	3名以上	3名以上	冷温停止および燃料交換の場合	2名以上	2名以上	原子炉の状態	2号炉	3号炉	運転、起動および高温停止の場合	2名以上	2名以上	冷温停止および燃料交換の場合	1名以上	1名以上	<p>9. 課長（技術）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。</p> <p>10. 課長（技術）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。</p> <p>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>※1：重大事故等対処施設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>※2：2号炉の当直長は、1号炉および2号炉で兼任させることができる。</p> <p>表 1 2 - 1</p> <table border="1" data-bbox="1386 856 2594 1131"> <thead> <tr> <th>中央制御室名 原子炉の状態</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転、起動および高温停止の場合</td> <td>7名以上</td> <td>3名以上</td> </tr> <tr> <td>冷温停止および燃料交換の場合</td> <td>5名以上</td> <td>2名以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1 2 - 2</p> <table border="1" data-bbox="1386 1222 2594 1497"> <thead> <tr> <th>中央制御室名 原子炉の状態</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転、起動および高温停止の場合</td> <td>2名以上</td> <td>2名以上</td> </tr> <tr> <td>冷温停止および燃料交換の場合</td> <td>2名以上</td> <td>1名以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1 2 - 3</p> <table border="1" data-bbox="1386 1587 2594 1766"> <thead> <tr> <th>要員名</th> <th>緊急時対策要員</th> <th>自衛消防隊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常駐</td> <td>31名以上※3</td> <td>7名以上</td> </tr> <tr> <td>招集</td> <td>46名以上※3</td> <td>8名以上※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：2号炉の対応要員とする。</p> <p>※4：火災の規模に応じ招集する。</p>	中央制御室名 原子炉の状態	2号炉	3号炉	運転、起動および高温停止の場合	7名以上	3名以上	冷温停止および燃料交換の場合	5名以上	2名以上	中央制御室名 原子炉の状態	2号炉	3号炉	運転、起動および高温停止の場合	2名以上	2名以上	冷温停止および燃料交換の場合	2名以上	1名以上	要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊	常駐	31名以上※3	7名以上	招集	46名以上※3	8名以上※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> <p>・記載の適正化</p>
原子炉の状態	2号炉	3号炉																																													
運転、起動および高温停止の場合	3名以上	3名以上																																													
冷温停止および燃料交換の場合	2名以上	2名以上																																													
原子炉の状態	2号炉	3号炉																																													
運転、起動および高温停止の場合	2名以上	2名以上																																													
冷温停止および燃料交換の場合	1名以上	1名以上																																													
中央制御室名 原子炉の状態	2号炉	3号炉																																													
運転、起動および高温停止の場合	7名以上	3名以上																																													
冷温停止および燃料交換の場合	5名以上	2名以上																																													
中央制御室名 原子炉の状態	2号炉	3号炉																																													
運転、起動および高温停止の場合	2名以上	2名以上																																													
冷温停止および燃料交換の場合	2名以上	1名以上																																													
要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊																																													
常駐	31名以上※3	7名以上																																													
招集	46名以上※3	8名以上※4																																													

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長または当直長は、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) 当直長は、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各課長に通知する。</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) 当直長は、関係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、関係各課長は、当直長から引き渡された系統に対して、必要な作業を行い、作業完了後に当直長へ系統を引き渡す。</p> <p>(3) 各課長または当直長は、第3節(第71条から第74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。</p>	<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長または当直長は、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) 当直長は、原子炉施設(系統より切離されている施設^{※1}を除く。)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>(2) 各課長または当直長は、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。</p> <p>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、機器に異状があれば関係課長に通知する。</p> <p>b. 作業に伴う機器操作を実施する。</p> <p>c. 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。</p> <p>(3) 当直長は、関係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、関係課長は、当直長から引き渡された系統に対して、必要な作業を行い、作業完了後に当直長へ系統を引き渡す。</p> <p>(4) 各課長または当直長は、第3節(第71条から第74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。</p> <p>※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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長は、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93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域を除く。)を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。実施においては、第106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. 当直長は、格納容器内部および第93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域の巡視点検について、「運転管理要領」に基づき実施する。</p>	<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長は、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93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域および系統より切離されている施設^{※1}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。実施においては、第106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. 当直長は、格納容器内部および第93条(管理区域内における特別措置)第1項に定める区域の巡視点検について、「運転管理要領」に基づき実施する。</p> <p>3. 各課長または当直長は、系統より切離されている施設について、「運転管理要領」に基づき、<u>一定期間^{※2}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箇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、定期事業者検査毎とする。</u></p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(規定類の作成)</p> <p>第14条 課長(発電)は、次の各号に掲げる当直長が実施する原子炉施設の運転管理に関する事項の規定類を作成し、制定・改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)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</p> <p>(2) 巡視点検に関する事項</p> <p>(3) 異常時の操作に関する事項</p> <p>(4) 警報発生時の措置に関する事項</p> <p>(5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</p> <p>(6) 定期試験に関する事項</p>	<p>(規定類の作成)</p> <p>第14条 各課長は、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規定類を作成し、制定・改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)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</p> <p>(2) 巡視点検に関する事項</p> <p>(3) 異常時の操作に関する事項</p> <p>(4) 警報発生時の措置に関する事項</p> <p>(5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項</p> <p>(6) 定期試験に関する事項</p> <p><u>(7) 誤操作の防止に関する事項(2号炉)</u></p> <p><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></p> <p><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>・实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>・实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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 当直長は、原子炉起動開始前に、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 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2. 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に、第3節に定める定事検停止時に実施する検査の結果を確認する。</p>	<p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 各課長および当直長は、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。なお、各課長が点検を実施した結果は、課長(発電)に通知する。</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. 当直長は、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課長(発電)に通知されることになっている確認項目^{※1※2}について、通知が完了していることを確認する。</p> <p>※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。</p> <p>※2：定期事業者検査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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考						
<p>(地震・火災等発生時の対応)</p> <p>第17条 各課長または当直長は、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、原子炉主任技術者および各部長に報告する。</p> <p>(1) 震度5弱以上の地震が観測^{※1}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務め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。</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. 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) 課長（保修管理）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^{※2}。</p> <p>(2) 課長（保修管理）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) 課長（保修管理）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) 当直長は、第13条（巡視点検）に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(5) 各課長または当直長は、震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後発電所内^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に報告する。</p> <p>(6) 課長（保修管理）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="154 1213 1365 1411"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車^{※4}</td> <td>1台^{※5※6}</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^{※6}</td> </tr> </tbody> </table> <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小型動力ポンプ付水槽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> <p>3. 当直長は、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^{※7}と判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、</p>	設備	数量	化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}	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 ^{※6}	<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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
設備	数量							
化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}							
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 ^{※6}							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p><u>技術部長、廃止措置・環境管理部長および保守部長と原子炉停止等の措置を協議する。</u></p> <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 課長(技術)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、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、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可搬式発電機(電源車に装備されている発電機を含む。)、可搬式ポンプ(消防車に装備されているポンプを含む。)、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い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(火災発生時の体制の整備)</p> <p>第17条 〔2号炉〕</p> <p>課長（保修管理）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^{※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、保修部長の確認、所長の承認を得る。また、計画は、添付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^{※2}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. 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. 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、課長（保修管理）に報告する。課長（保修管理）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. 当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考						
	<p>[3号炉]</p> <p>課長（保修管理）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^{※1}。</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^{※2}を配備する。</p> <p>2. 各課長または当直長は、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、原子炉主任技術者および各部長に報告する。</p> <p>3. 各課長または当直長は、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^{※3}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に報告する。</p> <p>4. 当直長は、第13条（巡視点検）に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>5. 課長（保修管理）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>※1：一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>※2</p> <table border="1" data-bbox="1389 1396 2602 1591"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車^{※4}</td> <td>1台^{※5※6}</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^{※6}</td> </tr> </tbody> </table> <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小型動力ポンプ付水槽車等をもって代用することができる。</p> <p>※6：化学消防自動車および泡消火薬剤は1号炉および2号炉と共用する。</p>	設備	数量	化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}	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 ^{※6}	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
設備	数量							
化学消防自動車 ^{※4}	1台 ^{※5※6}							
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 ^{※6}							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(内部溢水発生時の体制の整備)</p> <p><u>第17条の2</u> <u>〔2号炉〕</u></p> <p><u>課長（技術）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、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付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」に従って実施する。</u></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><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></p> <p><u>2. 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></p> <p><u>3. 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、課長（技術）に報告する。課長（技術）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. 当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(火山影響等発生時の体制の整備)</p> <p><u>第17条の3</u> <u>[2号炉]</u></p> <p>課長(技術)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、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付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」に従って実施する。</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. 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. 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. 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、課長(技術)に報告する。課長(技術)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. 当直長は、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ると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>6. 電源事業本部部長（原子力安全技術）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>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(その他自然災害発生時等の体制の整備)</p> <p>第17条の4 〔2号炉〕</p> <p>課長(技術)は、原子炉施設内においてその他自然災害(「地震、津波、竜巻および積雪等」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^{*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、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付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」に従って実施する。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>2. 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。</p> <p>3. 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、課長(技術)に報告する。課長(技術)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. 当直長は、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判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 電源事業本部部長(原子力安全技術)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。</p> <p>6. 電源事業本部部長(原子力安全技術)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。</p> <p>7. 電源事業本部部長(原子力安全技術)は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 電源事業本部部長(原子力安全技術)は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、</p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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></p> <p>※1：<u>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></p> <p><u>[3号炉]</u></p> <p><u>各課長または当直長は、震度5弱以上の地震が観測※1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、原子炉主任技術者および各部長に報告する。</u></p> <p><u>2. 当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p>※1：<u>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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p><u>(有毒ガス発生時の体制の整備)</u> <u>第17条の5</u> <u>[2号炉]</u> <u>課長(技術)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運転員、緊急時対策要員および自衛消防隊(以下「重大事故等に対処する要員」という。)の防護のための活動^{※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、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付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」に従って実施する。</u> <u>(1) 有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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) 有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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) 有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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> <u>2. 各課長は、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する要員の防護のための活動を実施する。</u> <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、課長(技術)に報告する。課長(技術)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. 当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</u> <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>	<ul style="list-style-type: none"> ・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) ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p><u>(資機材等の整備)</u> <u>第17条の6</u> <u>[2号炉]</u> <u>各課長は、次の各号の資機材等を整備する。</u> <u>(1) 課長(技術)、課長(放射線管理)、課長(第一発電)、課長(保守管理)、課長(電気)および課長(原子炉)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、避難用および作業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) 課長(電気)および課長(計装)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(重大事故等発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の7 〔2号炉〕</p> <p>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。</p> <p>2. 電源事業本部部長（原子力管理）は、添付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。</p> <p>3. 課長（技術）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、技術部長の確認、所長の承認を得る。また、計画は、添付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。</p> <p>(1) 重大事故等に対処する要員の役割分担および責任者の配置に関する事項</p> <p>(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</p> <p>ア. 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</p> <p>イ. 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</p> <p>ウ. 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</p> <p>エ. 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</p> <p>オ. 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</p> <p>(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、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のための活動、ならびに必要な資機材の配備に関すること</p> <p>4. 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。</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(3) 重大事故等発生時における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</p> <p>(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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>に関すること</u></p> <p><u>(5) 発生する有毒ガスからの重大事故等に対処する要員の防護に関すること</u></p> <p>5. 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。</p> <p>6. 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、課長（技術）に報告する。課長（技術）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。</p> <p>7. 電源事業本部部长（原子力管理）は、第1項の方針に基づき、本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。</p> <p><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></p> <p><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></p> <p>8. 電源事業本部部长（原子力管理）は、第7項の計画に基づき、本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。</p> <p>9. 電源事業本部部长（原子力管理）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。</p> <p>※1：重大事故等対処設備を設置もしくは改造する場合、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、運転員もしくは緊急時対策要員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。</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>・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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(大規模損壊発生時の体制の整備)</p> <p><u>第17条の8</u></p> <p><u>[2号炉]</u></p> <p>課長(技術)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、技術部長の確認、所長の承認を得る。また、計画は、添付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。</p> <p>(1) <u>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>(2) <u>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>ア. <u>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>イ. <u>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>ウ. <u>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>エ. <u>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>オ. <u>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>(3) <u>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>2. <u>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>(1) <u>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>(2) <u>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>(3) <u>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>(4) <u>大規模損壊発生時における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>(5) <u>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>3. <u>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>・原子炉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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>4. <u>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、課長（技術）に報告する。課長（技術）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>5. <u>電源事業本部部長（原子力管理）は、大規模損壊発生時における本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>6. <u>電源事業本部部長（原子力管理）は、第5項の計画に基づき、本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>7. <u>電源事業本部部長（原子力管理）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>※1：<u>重大事故等対処設備を設置もしくは改造する場合、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小型放水砲、化学消防自動車および小型動力ポンプ付水槽車を設置もしくは改造する場合、当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお、運転員、緊急時対策要員または自衛消防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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(電源機能等喪失時の体制の整備) <u>[3号炉]</u> 第17条の9 課長(技術)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、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。 <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可搬式発電機(電源車に装備されている発電機を含む。)、可搬式ポンプ(消防車に装備されているポンプを含む。)、ホースおよびその他資機材の配備</u></p> <p>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。</p> <p>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い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て必要な措置を講じる。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><u>(なし)</u></p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理) <u>[2号炉]</u> <u>第18条の2 当直長は、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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																														
<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第22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22-1に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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時にスクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、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22-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、当直長は、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) 当直長は、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22-2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. 当直長は、制御棒のスクラム機能が、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は、表22-3の措置を講じる。</p>	<p>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第22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^{※1}は、表22-1に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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時にスクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、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22-2に定める値であることを1週間に1回確認する。また、当直長は、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) 当直長は、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22-2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. 当直長は、制御棒のスクラム機能が、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は、表22-3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(新規基準の施行に伴う変更)</p>																														
<p>表22-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1039 1362 1129"> <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22-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1039 2594 1129"> <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22-2</p> <table border="1" data-bbox="154 1312 1362 1680"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2号炉</td> <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> <tr> <td rowspan="3">3号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)</td> <td>1.44秒以下</td> </tr> <tr> <td>(100%挿入)</td> <td>2.80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>12.8MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目		判定値	2号炉	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	3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下	(100%挿入)	2.80秒以下	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上	<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系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>表22-2</p> <table border="1" data-bbox="1386 1312 2594 1680"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">2号炉</td> <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> <tr> <td rowspan="3">3号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)</td> <td>1.44秒以下</td> </tr> <tr> <td>(100%挿入)</td> <td>2.80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>12.8MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目		判定値	2号炉	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	3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下	(100%挿入)	2.80秒以下	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上	
項目		判定値																														
2号炉	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																														
3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下																														
	(100%挿入)	2.80秒以下																														
	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上																														
項目		判定値																														
2号炉	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																														
3号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (60%挿入)	1.44秒以下																														
	(100%挿入)	2.80秒以下																														
	制御棒スクラム・アキュムレータの圧力	12.8MPa[gage]以上																														

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 2 2 - 3			表 2 2 - 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. 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。	8 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。	8 時間	
	または A2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間		または A2. 当該制御棒を全挿入する。	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。	1 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。	1 時間	
	または B2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間		または B2. 当該制御棒を全挿入する。	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	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	

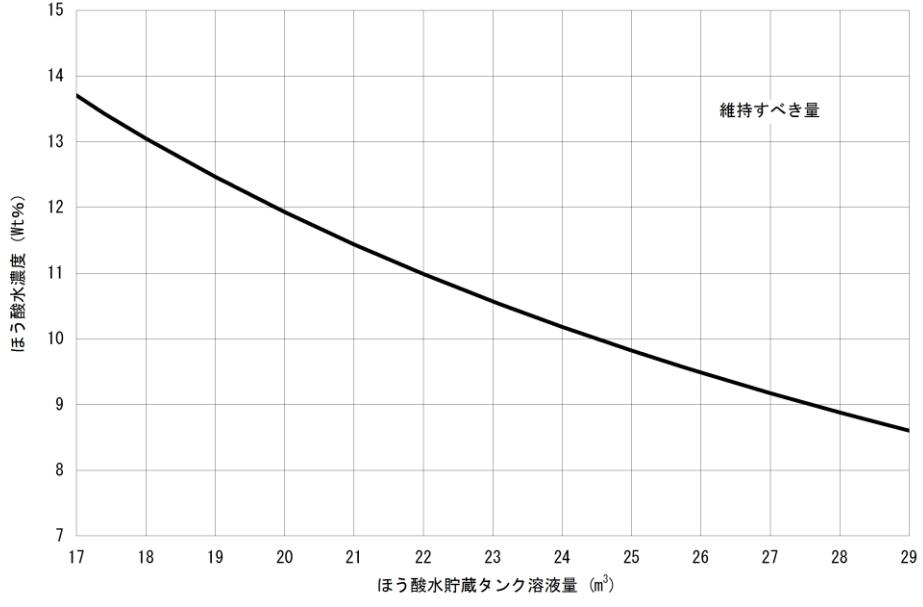
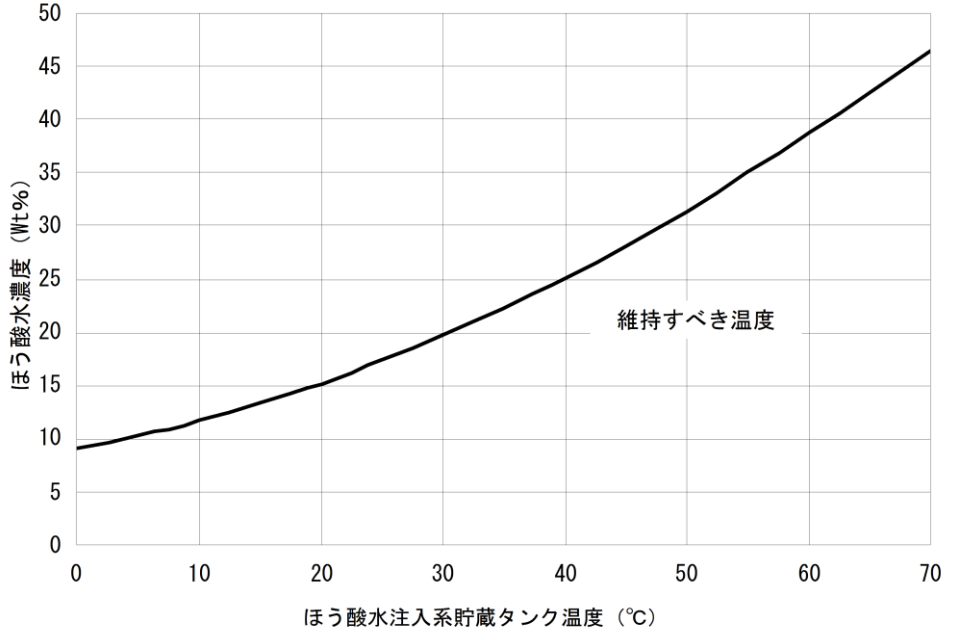
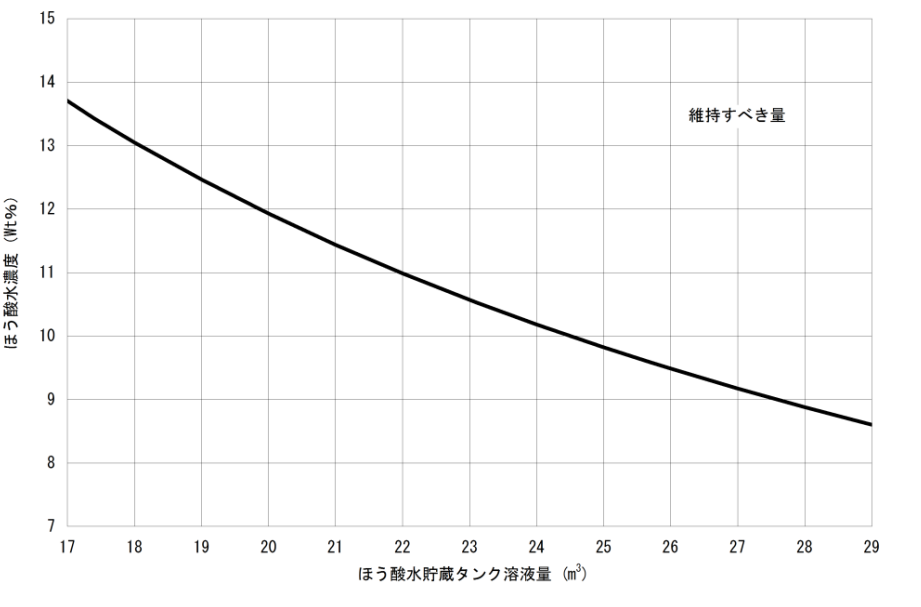
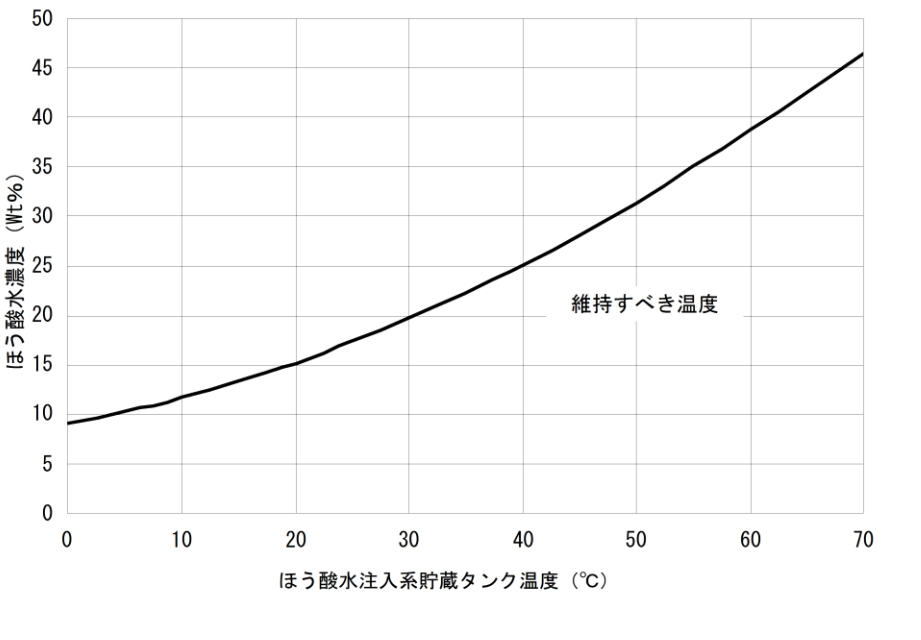
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<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に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) 課長(発電)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) 当直長は、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^{※1}が原子炉の運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 課長(放射線管理)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箇月に1回測定し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを、毎日1回確認する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系注入ポンプ運転中の吐出圧力が表24-2に定める値であることおよび主要な電動弁が開することを、1箇月に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て使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が、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は、表24-3の措置を講じる。</p> <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1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貯蔵タンクから注入ポンプまでの吸込配管および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(5)においても同様。)</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1575 1362 1711"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列^{※2}が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列 ^{※2} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること	<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^{※1}は、表24-1に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) 課長(発電)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) 当直長は、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^{※2}が原子炉の運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 課長(放射線管理)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箇月に1回測定し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを、毎日1回確認する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉の状態が運転および起動において、ほう酸水注入系注入ポンプ運転中の吐出圧力が表24-2に定める値であることおよび主要な電動弁が開することを、1箇月に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て使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が、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は、表24-3の措置を講じる。</p> <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65条(65-2-3 ほう酸水注入系(重大事故時対処設備))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1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貯蔵タンクから注入ポンプまでの吸込配管および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(5)においても同様。)</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1575 2594 1711"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系</td> <td>(1) 1系列^{※3}が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列 ^{※3} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること	<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)</p>
項目	運転上の制限									
ほう酸水注入系	(1) 1系列 ^{※2} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること									
項目	運転上の制限									
ほう酸水注入系	(1) 1系列 ^{※3} が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止するのに必要なほう酸水の量が確保されていること									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表 2 4 - 2		表 2 4 - 2		
項目 (注入ポンプ吐出圧力)	判定値	項目 (注入ポンプ吐出圧力)	判定値	
2号炉	11.04MPa[gage]以上	2号炉	11.04MPa[gage]以上	
3号炉	8.32MPa[gage]以上	3号炉	8.32MPa[gage]以上	
表 2 4 - 3		表 2 4 - 3		
条件	要求される措置	完了時間	完了時間	
A. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図 2 4 - 1, 2の範囲内でない場合	A1. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度を図 2 4 - 1, 2の範囲内に復旧する。	3日間	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	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	24時間	
図 2 4 - 1 1. 2号炉		図 2 4 - 1 1. 2号炉		

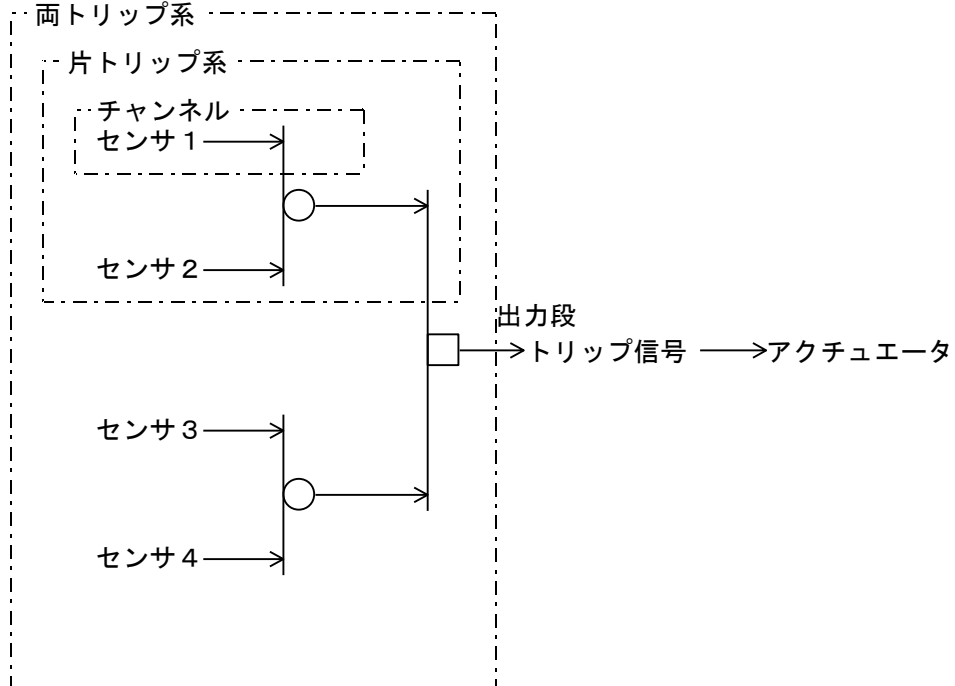
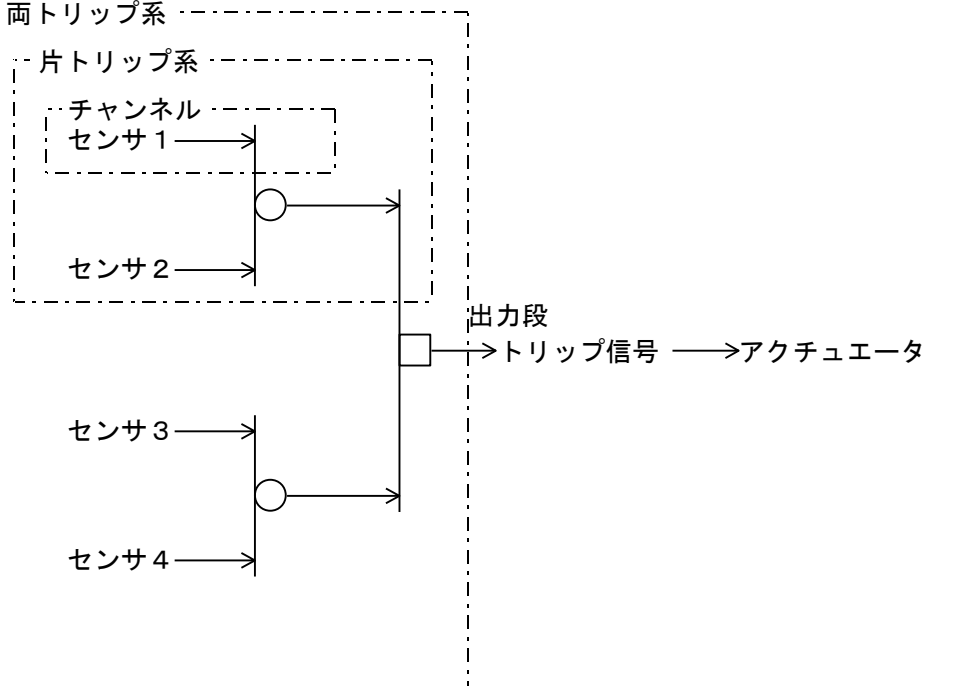
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>2. 3号炉</p>  <p>図 2 4 - 2</p> 	<p>2. 3号炉</p>  <p>図 2 4 - 2</p> 	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(計測および制御設備) 〔2号炉〕</p> <p>第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備^{※1}は、表27-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装 (2) 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, 原子炉棟隔離系計装) (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, 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, 中央制御室非常用循環系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測および制御設備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) 課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) および当直長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施する。課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) は、その結果を課長(第一発電)に通知する。なお、課長(燃料技術), 課長(電気), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) および当直長は第1項に定める計測および制御設備に係る事象を発見した場合には、誤動作^{※2}または誤不動作^{※3}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。</p> <p>3. 当直長は、計測および制御設備が第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は、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> <table border="1" data-bbox="154 1528 1362 1713"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測および制御設備</td> <td>動作可能^{※4}であること 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。</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	運転上の制限	計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること 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>(計測および制御設備) 〔2号炉〕</p> <p>第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測および制御設備^{※1}は、表27-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(1) 原子炉保護系計装 (2) 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, 原子炉棟隔離系計装) (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, 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, 中央制御室非常用循環系計装, 事故時計装)</p> <p>2. 計測および制御設備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) 課長(燃料技術), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) および当直長は、原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施する。課長(燃料技術), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) は、その結果を課長(第一発電)に通知する。なお、課長(燃料技術), 課長(計装), 課長(原子炉), 課長(タービン) および当直長は第1項に定める計測および制御設備に係る事象を発見した場合には、誤動作^{※2}または誤不動作^{※3}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。</p> <p>3. 当直長は、計測および制御設備が第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は、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> <table border="1" data-bbox="1386 1528 2594 1713"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測および制御設備</td> <td>動作可能^{※4}であること 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。</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	運転上の制限	計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること 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>・記載の適正化</p>
項目	運転上の制限									
計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること 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。									
項目	運転上の制限									
計測および制御設備	動作可能 ^{※4} であること 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。									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
		
<p>※2：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：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：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：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：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：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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
表 27-2 1. 原子炉保護系計装				表 27-2 1. 原子炉保護系計装				
表 27-2-1 (2号炉 原子炉保護系計装)				表 27-2-1 (2号炉 原子炉保護系計装)				
要素	設定値	項目	頻 度	要素	設定値	項目	頻 度	
1. 中間領域計装 a. 中性子束高	各レンジフルスケールの 95%以下	当直長は、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。	毎日1回	1. 中間領域計装 a. 中性子束高	各レンジフルスケールの 95%以下	当直長は、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。	毎日1回	
		当直長は、中性子源領域計装と中間領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時 (中性子源領域計装を全引抜にする前までに)			当直長は、中性子源領域計装と中間領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時 (中性子源領域計装を全引抜にする前までに)	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		課長(計装)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			課長(計装)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. 中性子計装不動作	—	課長(計装)は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	b. 中性子計装不動作	—	課長(計装)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	要素	設定値	項目	頻 度	
2. 平均出力領域計装 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「運転」以外のとき)	当直長は、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	2. 平均出力領域計装 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「運転」以外のとき)	当直長は、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	
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時			当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入るとき、中間領域計装と平均出力領域計装のオーバーラップを確認する。	原子炉起動時	
		課長(計装)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			課長(計装)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」のとき)	当直長は、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		120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」のとき)	当直長は、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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
		課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて課長（計装）は校正を実施する。	1週間に1回			課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1週間に1回	・記載の適正化
		課長（計装）は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t 毎に1回			課長（燃料技術）は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t 毎に1回	
		課長（計装）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			課長（計装）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)	課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて課長（計装）は校正を実施する。	1週間に1回	(b)熱流束相当	自動可変設定 (図 27 に示す設定値以下)	課長（燃料技術）は、原子炉の状態が運転において平均出力領域計装のゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1週間に1回	
		課長（計装）は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t 毎に1回			課長（燃料技術）は、動作可能な局部出力領域計装の校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t 毎に1回	
		課長（計装）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			課長（計装）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	
		課長（計装）は、フローユニット校正を実施する。	定事検停止時			課長（計装）は、フローユニット校正を実施する。	定事検停止時	
b. 中性子計装不動作	—	課長（計装）は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	b. 中性子計装不動作	—	課長（計装）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	要素	設定値	項目	頻度	
3. 原子炉圧力高	7. 23MPa[gage]以下	当直長は、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。	毎日1回	3. 原子炉圧力高	7. 23MPa[gage]以下	当直長は、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。	毎日1回	
		課長（計装）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			課長（計装）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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
4. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上(気水分 離器下端より)	当直長は、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。	毎日 1 回	4. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上(気水分 離器下端より)	当直長は、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。	毎日 1 回	
		課長(計装)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			課長(計装)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	開度 90%以上	課長(原子炉)はチャンネル 校正(リミットスイッチ調整) を実施する。	定事検停止時	5. 主蒸気隔離弁閉	開度 90%以上	課長(原子炉)はチャンネル 校正(リミットスイッチ調整) を実施する。	定事検停止時	
		課長(計装)は論理回路機能を 確認する。	定事検停止時			課長(計装)は論理回路機能を 確認する。	定事検停止時	
6. ドライウエル圧 力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、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。	毎日 1 回	6. ドライウエル圧 力高	13.7kPa[gage]以下	当直長は、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。	毎日 1 回	
		課長(計装)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			課長(計装)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. スクラム排出水 容器 水位高	70 %以下 (スクラム排出水容 器 1 個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運 転、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。	毎日 1 回	7. スクラム排出水 容器水位高	70 %以下 (スクラム排出水容 器 1 個あたり)	当直長は、原子炉の状態が運 転、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。	毎日 1 回	
		課長(計装)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			課長(計装)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	開度 90%以上 ^{※2}	当直長は、タービン出力 45% 相当以上においてバイパス状 態でないことを確認する。	起動時	8. 主蒸気止め弁閉	開度 90%以上 ^{※2}	当直長は、タービン出力 45% 相当以上においてバイパス状 態でないことを確認する。	起動時	
		課長(タービン)はチャンネ ル校正(リミットスイッチ調 整)を実施する。	定事検停止時			課長(タービン)はチャンネ ル校正(リミットスイッチ調 整)を実施する。	定事検停止時	
		課長(計装)は論理回路機能を 確認する。	定事検停止時			課長(計装)は論理回路機能を 確認する。	定事検停止時	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
要素	設定値	項 目	頻 度	要素	設定値	項 目	頻 度	
9. 蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4. 12MPa[gage]以上※ ³	当直長は、タービン出力 45%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時	9. 蒸気加減弁急速閉	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧 4. 12MPa[gage]以上※ ³	当直長は、タービン出力 45%相当以上においてバイパス状態でないことを確認する。	起動時	
		課長（計装）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			課長（計装）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. 主蒸気管放射線高	6 ×（通常運転時のバックグラウンド）以下	当直長は、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。	毎日 1 回	10. 主蒸気管放射線高	6 ×（通常運転時のバックグラウンド）以下	当直長は、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。	毎日 1 回	
		課長（計装）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			課長（計装）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. 地震大 a. 水平 (EL 1.3m) b. 水平 (EL34.8m) c. 鉛直 (EL 1.3m)	水平 (EL1.3m)	課長（計装）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. 地震大 a. 水平 (EL 1.3m) b. 水平 (EL34.8m) c. 鉛直 (EL 1.3m)	水平 (EL1.3m)	課長（計装）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	
	140 Gal 以下				140 Gal 以下			
	水平 (EL34.8m)				水平 (EL34.8m)			
	350 Gal 以下 鉛直 (EL1.3m) 70 Gal 以下				350 Gal 以下 鉛直 (EL1.3m) 70 Gal 以下			
12. モードスイッチ「停止」位置	—	課長（計装）は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	12. モードスイッチ「停止」位置	—	課長（計装）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	—	当直長は、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。	1 箇月に 1 回	13. スクラム回路	—	当直長は、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。	1 箇月に 1 回	
		課長（計装）は、手動スクラム論理回路機能を確認する。	定事検停止時			課長（計装）は、手動スクラム論理回路機能を確認する。	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：タービン出力 45%相当※ ⁴ 以上で運転しているとき。 ※ 3：タービン出力 45%相当以上で運転しており、かつタービンバイパス弁が 0.2 秒以内に動作しないとき。 ※ 4：タービン出力 45%相当とは、高圧タービン第 1 段圧力が 2.11MPa[gage]であることをいう。本条文中の 2 号炉において同じ。				※ 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：タービン出力 45%相当※ ⁴ 以上で運転しているとき。 ※ 3：タービン出力 45%相当以上で運転しており、かつタービンバイパス弁が 0.2 秒以内に動作しないとき。 ※ 4：タービン出力 45%相当とは、高圧タービン第 1 段圧力が 2.11MPa[gage]であることをいう。本条文中の 2 号炉において同じ。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
2. 中性子源領域計装 表 27-2-2 (2号炉 中性子源領域計装)			2. 中性子源領域計装 表 27-2-2 (2号炉 中性子源領域計装)			
要素	項目	頻 度	要素	項目	頻 度	
1. 中性子源領域計装	当直長は、動作可能な中性子源領域計装検出器が以下に存在していることを確認する。 a. 炉心変更が実施されている1/4炉心に挿入されていること。 および b. 炉心変更が実施されている1/4炉心に隣接するいずれかの1/4炉心に挿入されていること。	炉心変更中 ^{※1} の場合は 12時間に1回	1. 中性子源領域計装	当直長は、動作可能な中性子源領域計装検出器が以下に存在していることを確認する。 a. 炉心変更が実施されている1/4炉心に挿入されていること。 および b. 炉心変更が実施されている1/4炉心に隣接するいずれかの1/4炉心に挿入されていること。	炉心変更中 ^{※1} の場合は 12時間に1回	
	当直長は、計数率が 3 s^{-1} 以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} の場合は毎日1回 炉心変更中 ^{※1} の場合は 12時間に1回		当直長は、計数率が 3 s^{-1} 以上であることを確認する。	原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} の場合は毎日1回 炉心変更中 ^{※1} の場合は 12時間に1回	
	当直長は、原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回		当直長は、原子炉の状態が起動 ^{※2} 、高温停止、冷温停止および燃料交換 ^{※1} において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回	
	課長(計装)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		課長(計装)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} : 中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合を除く。 ^{※2} : 中間領域計装がレンジ2以下である場合。			^{※1} : 中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合を除く。 ^{※2} : 中間領域計装がレンジ2以下である場合。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)				3. 非常用炉心冷却系計装 (1) 低圧炉心スプレイ系計装 表27-2-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位 低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	1. 原子炉水位 低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	
3. 注水弁差圧 低(注水可)	4.90MPa ^{*1}			3. 注水弁差圧 低(注水可)	4.90MPa ^{*1}			
※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				
(2) 低圧注水系計装 表27-2-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)				(2) 低圧注水系計装 表27-2-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位 低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	1. 原子炉水位 低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	2. ドライウェル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	
3. 注水弁差圧 低(注水可)	5.30MPa ^{*1}			3. 注水弁差圧 低(注水可)	5.30MPa ^{*1}			
※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				※1：実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
(3) 高圧炉心スプレイ系計装 表 27-2-3-3 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)				(3) 高圧炉心スプレイ系計装 表 27-2-3-3 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	1. 原子炉水位低 (L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長(計装)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	
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
(4) 自動減圧系計装 表 27-2-3-4 (2号炉 自動減圧系計装)				(4) 自動減圧系計装 表 27-2-3-4 (2号炉自動減圧系計装)				・原子力規制委員会設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	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長(計装)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	1. 原子炉水位低 (L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長(計装)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	
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下		定事検停止時	
3. 自動減圧系始動タイム	120秒以下	課長(計装)は、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	課長(計装)は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
^{※1} : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。				4. 残留熱除去系ポンプ運転中	-	課長(計装)は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
				5. 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中				
^{※1} : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。				^{※1} : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
4. 格納容器隔離系計装 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)				4. 格納容器隔離系計装 (1) 主蒸気隔離弁計装 表27-2-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長(計装)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	1. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長(計装)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	
2. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		定事検停止時	2. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		定事検停止時	
3. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の140%以下			3. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の140%以下			
4. 主蒸気管周囲温度高	93℃以下			4. 主蒸気管周囲温度高	93℃以下			
5. 主蒸気圧力低	5.87MPa[gage]以上			5. 主蒸気圧力低	5.87MPa[gage]以上			
6. 復水器真空低	真空度 28.8kPa[gage]以上			6. 復水器真空低	真空度 28.8kPa[gage]以上			
※1：主蒸気圧力低については、起動および高温停止を除く。				※1：主蒸気圧力低については、起動および高温停止を除く。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
(2) 格納容器隔離系計装 表 27-2-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)				(2) 格納容器隔離系計装 表 27-2-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長 (計装) 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. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長 (計装) 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	
b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			
c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の 140% 以下			c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の 140% 以下			
d. 主蒸気管周囲温度高	93°C 以下			d. 主蒸気管周囲温度高	93°C 以下			
e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上			e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上			
f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上			f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上			
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長 (計装) 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	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動 ^{※1} および高温停止 ^{※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) 課長 (計装) 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	
b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			b. 主蒸気管放射線高	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			
c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の 140% 以下			c. 主蒸気流量大	定格蒸気流量の 140% 以下			
d. 主蒸気管周囲温度高	93°C 以下			d. 主蒸気管周囲温度高	93°C 以下			
e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上			e. 主蒸気圧力低	5.87MPa [gage] 以上			
f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上			f. 復水器真空低	真空度 28.8kPa [gage] 以上			
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
3. 原子炉浄化系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 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) 課長 (計装) は, チャンネル校正および論理回路	毎日 1 回 定事検停止時	3. 原子炉浄化系 a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は, 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) 課長 (計装) は, チャンネル校正および論理回路	毎日 1 回 定事検停止時	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
		機能を確認する。				機能を確認する。		
4. 窒素ガス制御系				4. 窒素ガス制御系				
a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	
c. 原子炉棟排気放射線高※ ²	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			c. 原子炉棟排気放射線高※ ²	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下			
d. 燃料取替階放射線高※ ²	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		d. 燃料取替階放射線高※ ²	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下				
5. 残留熱除去系				5. 残留熱除去系				
a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	
6. 液体廃棄物処理系					6. 液体廃棄物処理系			
a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	a. 原子炉水位低 (L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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	
b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	b. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下		定事検停止時	

※ 1 : 主蒸気圧力低については、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。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
(3) 原子炉棟隔離系計装 表 27-2-4-3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)				(3) 原子炉棟隔離系計装 表 27-2-4-3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低(L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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	1. 原子炉水位低(L3)	16cm 上方以上 (気水分離器下端より)	(1) 当直長は、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) 課長 (計装) 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. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下	(2) 課長 (計装) 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. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時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. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時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. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(2) 課長 (計装) 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. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(2) 課長 (計装) 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 本挿入・引抜を除く。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
5. その他の計装 (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)				5. その他の計装 (1) 非常用ディーゼル発電機計装 表27-2-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)				・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. 非常用ディーゼル発電機計装		(1) 当直長は、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低電圧を除く。 (2) 課長(電気)および課長(計装)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	1. 非常用ディーゼル発電機計装		(1) 当直長は、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低電圧を除く。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。 <u>ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧のチャンネル校正を除く。</u>	毎日1回	
a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—		定事検停止時	a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—		定事検停止時	
b. 原子炉水位低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)		定事検停止時	b. 原子炉水位低(L1)	381cm 下方以上 (気水分離器下端より)		定事検停止時	
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下			c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下			
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装		(1) 当直長は、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低電圧を除く。 (2) 課長(計装)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	2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装		(1) 当直長は、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低電圧を除く。 (2) 課長(計装)は、チャンネル校正および論理回路機能を確認する。 <u>ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧のチャンネル校正を除く。</u>	毎日1回	
a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—		定事検停止時	a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—		定事検停止時	
b. 原子炉水位低(L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器下端より)		定事検停止時	b. 原子炉水位低(L1H)	261cm 下方以上 (気水分離器下端より)		定事検停止時	
c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下			c. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage]以下			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考
(2) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)				(2) 原子炉隔離時冷却系計装 表27-2-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)				
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度	
1. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} 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	1. 原子炉水位低 (L2)	112cm 下方以上 (気水分離器下端より)	当直長は、原子炉の状態が運転、起動 ^{※1} および高温停止 ^{※1} 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	
		課長 (計装) 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			課長 (計装) 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0.74MPa[gage]以上の場合。				※1 : 原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合。				
(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3 (2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装)				(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 表27-2-5-3 (2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装)				
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	開度90%以上 ^{※1}	課長 (タービン) はチャンネル校正 (リミットスイッチ調整) を実施する。	定事検停止時	1. 主蒸気止め弁閉	開度90%以上 ^{※1}	課長 (タービン) はチャンネル校正 (リミットスイッチ調整) を実施する。	定事検停止時	
		課長 (計装) は論理回路機能を確認する。	定事検停止時			課長 (計装) は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	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧4.12MPa[gage]以上 ^{※2}	課長 (計装) 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	タービン蒸気加減弁パイロット弁の油圧4.12MPa[gage]以上 ^{※2}	課長 (計装) 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 : タービン出力45%相当以上で運転しているとき。				※1 : タービン出力45%相当以上で運転しているとき。				
※2 : タービン出力80%相当 ^{※3} 以上で運転しているとき。				※2 : タービン出力80%相当 ^{※3} 以上で運転しているとき。				
※3 : タービン出力80%相当とは、高圧タービン第1段圧力が3.74MPa[gage]であることをいう。本条文中の2号炉において同じ。				※3 : タービン出力80%相当とは、高圧タービン第1段圧力が3.74MPa[gage]であることをいう。本条文中の2号炉において同じ。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備 考
(4) 制御棒引抜監視装置計装 表 27-2-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)				(4) 制御棒引抜監視装置計装 表 27-2-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)				
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				1. 制御棒引抜阻止				
a. 中性子束高	105%以下 (ただし、再循環流量 Wd (%) に対し、 0.62Wd+52%の式により設定する。)	当直長は、原子炉熱出力が 30%相当以上でバイパスされていないことを確認する。 課長(計装)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	a. 中性子束高	105%以下 (ただし、再循環流量 Wd (%) に対し、 0.62Wd+52%の式により設定する。)	当直長は、原子炉熱出力が 30%相当以上でバイパスされていないことを確認する。 課長(計装)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. 不作動	—	課長(計装)は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	b. 不作動	—	課長(計装)は、論理回路機能を確認する。	定事検停止時	
c. 中性子束低	5% ^{※1}	課長(計装)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. 中性子束低	5% ^{※1}	課長(計装)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: 実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				※1: 実際の設定値が「本表に定める設定値」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。				
(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 表 27-2-5-5 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)				(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装 表 27-2-5-5 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)				
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)	132cm 上方以下 (気水分離器下端より)	当直長は、タービン出力 45%相当以上において動作不能でないことを指示により確認する。 課長(計装)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)	132cm 上方以下 (気水分離器下端より)	当直長は、タービン出力 45%相当以上において動作不能でないことを指示により確認する。 課長(計装)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	

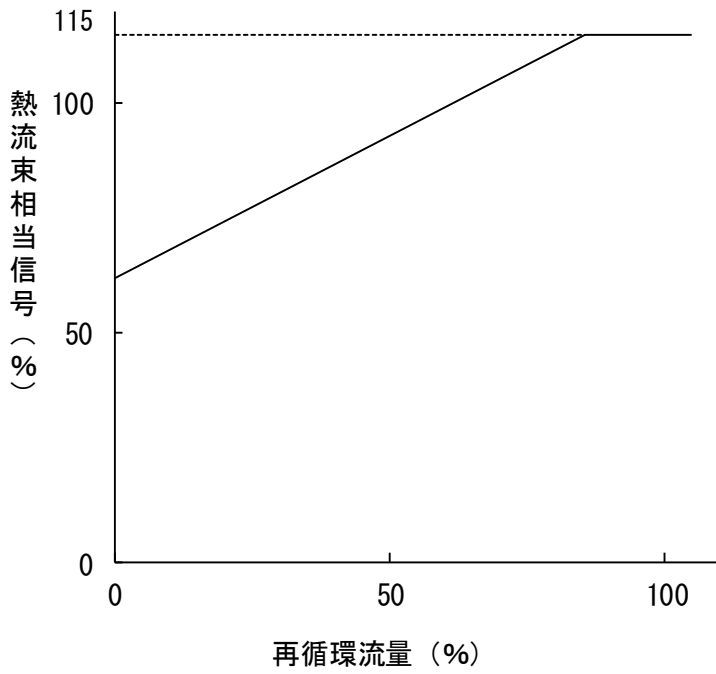
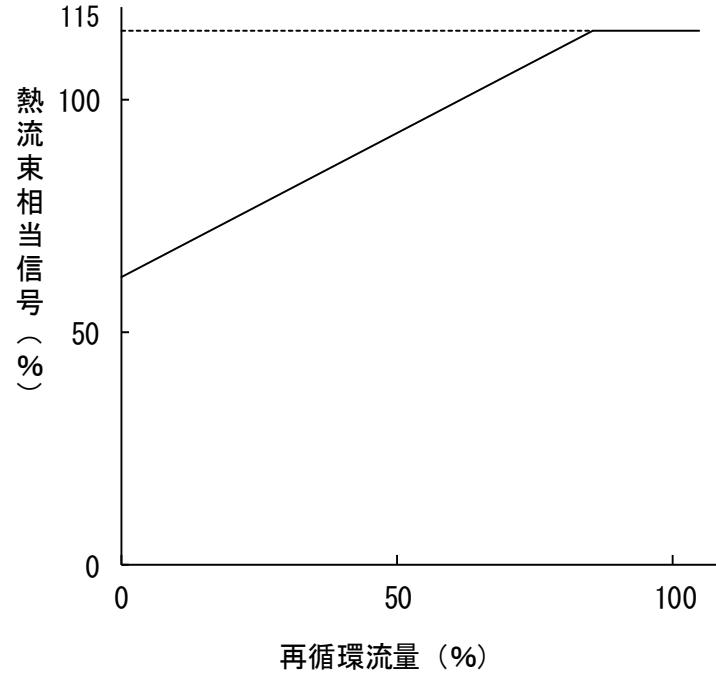
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装 表27-2-5-6 (2号炉 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27-2-5-6 (2号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)			
要素	項目	頻 度	要素	項目	頻 度	
1. 原子炉圧力	課長(計装)は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時 または 定事検停止後の原子炉起動時	1. 原子炉圧力	課長(計装)は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能を確認する。	定事検停止時 または 定事検停止後の原子炉起動時	
2. 原子炉隔離時冷却系流量			2. 原子炉隔離時冷却系流量	課長(計装)は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
3. 原子炉隔離時冷却系制御			3. 残留熱除去系流量	課長(計装)は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
4. 残留熱除去系流量			4. 原子炉水位	課長(計装)は、チャンネル校正および制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
			5. サプレッションプール水温度	課長(計装)は、チャンネル校正を実施する。		
			6. 残留熱除去系熱交換器入口温度	課長(計装)は、チャンネル校正を実施する。		
			7. 原子炉隔離時冷却系ポンプ(原子炉隔離時冷却系制御)	課長(計装)は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
			8. 残留熱除去系ポンプ(残留熱除去系制御)	課長(計装)は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
			9. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)	課長(計装)は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
			10. 原子炉補器冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水系制御)	課長(計装)は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		
			11. 原子炉補機海水ポンプ(原子炉補機海水系制御)	課長(計装)は、制御回路切替スイッチの機能を確認する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考			
(7) 中央制御室非常用循環系計装 表 27-2-5-7 (2号炉 中央制御室非常用循環系計装)				(7) 中央制御室非常用循環系計装 表 27-2-5-7 (2号炉 中央制御室非常用循環系計装)							
要素	設定値	項目	頻度	要素	設定値	項目	頻度				
1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長(計装)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	1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※2} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 課長(計装)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				
2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		定事検停止時	2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	6 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		定事検停止時				
3. 換気系放射線高 ^{※1}	10 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		定事検停止時	3. 換気系放射線高 ^{※1}	10 × (通常運転時のバックグラウンド) 以下		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本挿入・引抜を除く。							
(8) 事故時計装 表 27-2-5-8 (2号炉 事故時計装)				(8) 事故時計装 表 27-2-5-8 (2号炉 事故時計装)							
要素	項目		頻度	要素	項目		頻度				
1. 原子炉圧力	当直長は、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。		毎日1回	1. 原子炉圧力	当直長は、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。		毎日1回				
2. 原子炉水位(広帯域)				課長(計装)は、チャンネル校正を実施する。					定事検停止時	2. 原子炉水位(広帯域)	課長(計装)は、チャンネル校正を実施する。
3. 原子炉水位(燃料域)								3. 原子炉水位(燃料域)			
4. 格納容器圧力				4. 格納容器圧力							
5. 格納容器雰囲気線量当量率				5. 格納容器雰囲気線量当量率							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>図 2 7</p>  <p>熱流束相当信号 (%)</p> <p>再循環流量 (%)</p> <p>(注) 熱流束相当信号は、再循環流量 $Wd(\%)$ に対して、$0.62Wd+62$ により設定する。 ただし、最大値は 115 とする。</p>	<p>図 2 7</p>  <p>熱流束相当信号 (%)</p> <p>再循環流量 (%)</p> <p>(注) 熱流束相当信号は、再循環流量 $Wd(\%)$ に対して、$0.62Wd+62$ により設定する。 ただし、最大値は 115 とする。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>表 27-3</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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時間以内に少なくとも片トリップ系を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。</p> <p>(3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能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。</p> <p>(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。</p>	<p>表 27-3</p> <p>1. 原子炉保護系計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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時間以内に少なくとも片トリップ系を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。</p> <p>(3) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能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。</p> <p>(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。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備考			
表 2 7 - 3 - 1 (2 号炉 原子炉保護系計装)					表 2 7 - 3 - 1 (2 号炉 原子炉保護系計装)					・原子力規制委員会設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			
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	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. 中間領域計装 a. 中性子束高	起 動	4 ※ ²	A1. 高温停止にする。	2 4 時間	1. 中間領域計装※ ¹ a. 中性子束高	起 動	4 ※ ³	A1. 高温停止にする。	2 4 時間				
	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		高温停止※ ² 冷温停止※ ² 燃料交換※ ²		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				
b. 中性子計装不作動	起 動	4 ※ ²	A1. 高温停止にする。	2 4 時間	b. 中性子計装不作動	起 動	4 ※ ³	A1. 高温停止にする。	2 4 時間				
	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		高温停止※ ² 冷温停止※ ² 燃料交換※ ²		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				
2. 平均出力領域計装 a. 中性子束高	起 動	3 ※ ³	A1. 高温停止にする。	2 4 時間	2. 平均出力領域計装※ ¹ a. 中性子束高	起 動	3 ※ ⁴	A1. 高温停止にする。	2 4 時間				
	(a) 中性子束		運 転	3 ※ ³		A1. 起動にする。		1 2 時間	(a) 中性子束		運 転	3 ※ ⁴	A1. 起動にする。
	(b) 熱流束相当					(b) 熱流束相当							
b. 中性子計装不作動	運 転, 起 動	3 ※ ³	A1. 高温停止にする。	2 4 時間	b. 中性子計装不作動	運 転, 起 動	3 ※ ⁴	A1. 高温停止にする。	2 4 時間				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備 考	
要 素	適用されるべき原子炉の状態	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	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		
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	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	・原子力規制委員会設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	
4. 原子炉水位低 (L3)	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	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	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. スクラム排出水容器 水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間	7. スクラム排出水容器 水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24時間		
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}					A1. 1体以上の燃料が装着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
8. 主蒸気止め弁閉	タービン出力 45%相当以上	4	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間	8. 主蒸気止め弁閉	タービン出力 45%相当以上	4	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間		
9. 蒸気加減弁急速閉	タービン出力 45%相当以上	2	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間	9. 蒸気加減弁急速閉	タービン出力 45%相当以上	2	A1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間		
10. 主蒸気管放射線高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間	10. 主蒸気管放射線高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24時間		
11. 地震大 a. 水平(EL 1.3m) b. 水平(EL34.8m) c. 鉛直(EL 1.3m)	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間	11. 地震大 a. 水平(EL 1.3m) b. 水平(EL34.8m) c. 鉛直(EL 1.3m)	運転, 起動	6	A1. 高温停止にする。	24時間		
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}					A1. 1体以上の燃料が装着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
	高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}					A1. 1体以上の燃料が装着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. 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	12. モードスイッチ 「停止」位置	運転, 起動	1 ^{※5}	A1. 高温停止にする。	24時間		
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}	A1. 1体以上の燃料が装着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 ^{※5} (自動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24時間	13. スクラム回路	運転, 起動	2 ^{※6} (自動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24時間		
	高温停止 ^{※1} 冷温停止 ^{※1} 燃料交換 ^{※1}	1 ^{※5} (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装着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		高温停止 ^{※2} 冷温停止 ^{※2} 燃料交換 ^{※2}	1 ^{※6} (手動スクラム)	A1. 1体以上の燃料が装着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		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>※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。</p> <p>※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。</p> <p>※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。</p> <p>※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。</p> <p>※5：片系における論理の数をさす。</p>	<p>※1：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65条（65-13-1 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> <p>※2：1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。</p> <p>※3：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。</p> <p>※4：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。</p> <p>※5：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。</p> <p>※6：片系における論理の数をさす。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
2. 中性子源領域計装 中性子源領域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、下表に要求される措置を完了時間内に講じる。 表27-3-2 (2号炉 中性子源領域計装)						2. 中性子源領域計装 中性子源領域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、下表に要求される措置を完了時間内に講じる。 表27-3-2 (2号炉 中性子源領域計装)						・原子力規制委員会設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
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	
中性子源領域計装	中間領域計装がレンジ2以下で、かつ原子炉の状態が起動	4 ^{※1}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 中性子源領域計装を動作可能状態に復旧させる。 または A2. 中間領域計装にて監視を行う。	4時間 速やかに	中性子源領域計装 ^{※1}	中間領域計装がレンジ2以下で、かつ原子炉の状態が起動	4 ^{※2}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 中性子源領域計装を動作可能状態に復旧させる。 または A2. 中間領域計装にて監視を行う。	4時間 速やかに	
			B. 動作不能チャンネルが3つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに				B. 動作不能チャンネルが3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の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				C. 条件AまたはBの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	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な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、高温停止または冷温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
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 ^{※2}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	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	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 ^{※3}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	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	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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
	炉心変更が実施されている場合	2 ^{※2※3}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	A1. 制御棒挿入または燃料取出し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		炉心変更が実施されている場合	2 ^{※3※4}	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 および 動作不能な中性子源領域計装が存在する1/4炉心において中間領域計装が動作不能の場合	A1. 制御棒挿入または燃料取出し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	
<p>※1：4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は3とする。</p> <p>※2：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は、当該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。</p> <p>※3：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。</p>						<p>※1：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65条（65-13-1 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> <p>※2：4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は3とする。</p> <p>※3：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は、当該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。</p> <p>※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。</p>						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備 考
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ため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ためのすべてのチャンネル数をいう。						・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） ・記載の適正化
表 27-3-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)						表 27-3-3-1 (2号炉 低圧炉心スプレイ系計装)						
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉水位低 (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	1. 原子炉水位低 (L1) ※1	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				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. 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	2. 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. 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				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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	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	3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	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)
						※1：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65条（65-3-1 代替自動減圧機能）の運転上の制限も確認する。						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
(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、系列毎のポンプおよび弁を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。 表27-3-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)						(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、系列毎のポンプおよび弁を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。 表27-3-3-2 (2号炉 低圧注水系計装)						・原子力規制委員会設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
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎) ※1	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 (系列毎) ※2	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位低 (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	1. 原子炉水位低 (L1) ※1	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. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系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. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
2. 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. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	2. 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. 当該低圧注水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. 当該低圧注水系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. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	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	3. 注水弁差圧低 (注水可)	運転 起動 高温停止	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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>※1：系列毎とは低圧注水系においてA系、B系およびC系をいう。</p>	<p>※1：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65条（65-3-1 代替自動減圧機能）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：系列毎とは低圧注水系においてA系、B系およびC系をいう。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
(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 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)						(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 (2号炉 高圧炉心スプレイ系計装)						・記載の適正化
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉水位低 (L1H)	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. 原子炉水位低 (L1H)	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	または	24時間				A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24時間		
				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								
			または	12時間								
			B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	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										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	・記載の適正化	
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。 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を動作不能とみなす。	24時間 24時間 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。 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を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間		・記載の適正化
			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		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
<p>(4) 自動減圧系計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>表27-3-3-4 (2号炉 自動減圧系計装)</p>						<p>(4) 自動減圧系計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>表27-3-3-4 (2号炉 自動減圧系計装)</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>
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉水位低(L1)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	2	A. いずれかの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。	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. 原子炉水位低(L1) ^{※1}	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	2	A. いずれかの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。	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. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件Aの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. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件Aの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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	・記載の適正化	
2. ドライウエル 圧力高	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	2	A. いずれかの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。	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. ドライウエル 圧力高	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	2	A. いずれかの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。	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		・記載の適正化
			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	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				
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件 A の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. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件 A の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 動タイマ	運 転 起 動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	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	3. 自動減圧系 始動タイマ	運 転 起 動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	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	・記載の適正化	
			または 条件 A の要求される措置が完了	1時間	または 条件 A の要求される措置が完了				1時間				
			B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件 A の要求される措置が完了	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間				B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件 A の要求される措置が完了	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考	
			時間内に達成できない場合				時間内に達成できない場合		<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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
4. 残留熱除去系ポンプ運転中 ^{※1} または低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中 [※] ¹				運 転 起 動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	2 ^{※3}	A. 片方の論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	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	
						B. 両方の論理がそれぞれ動作不能の場合 または 条件 A の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} : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。				^{※1} : 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 65 条（65-3-1 代替自動減圧機能）の運転上の制限も確認する。					
				^{※2} : 原子炉圧力が 0.78MPa[gage] 以上の場合。					
				^{※3} : 自動減圧系 A 系は残留熱除去系 1 チャンネルおよび低圧炉心スプレイ系 1 チャンネルをいい、自動減圧系 B 系は残留熱除去系 2 チャンネルをいう。					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>4. 格納容器隔離系計装</p> <p>(1) 主蒸気隔離弁計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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、復旧できない場合は、動作不能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。</p> <p>(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時間以内に少なくとも片トリップ系を動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、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。</p> <p>(C) 片トリップ系において同一要素のトリップ機能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。</p> <p>(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。</p>	<p>4. 格納容器隔離系計装</p> <p>(1) 主蒸気隔離弁計装</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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、復旧できない場合は、動作不能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。</p> <p>(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時間以内に少なくとも片トリップ系を動作可能な状態に復旧し、復旧できない場合は、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。</p> <p>(C) 片トリップ系において同一要素のトリップ機能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。</p> <p>(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。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備考
表 27-3-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)					表 27-3-4-1 (2号炉 主蒸気隔離弁計装)					・記載の適正化
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	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. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間	1. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間	
			および A2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 冷温停止にする。	36時間	
2. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	2. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
3. 主蒸気流量大	運転 起動 高温止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	3. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
4. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	24	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	4. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	24	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12時間	
			または A2. 1. 高温停止にする。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間	
5. 主蒸気圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間	5. 主蒸気圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12時間	
6. 復水器真空低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間	6. 復水器真空低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24時間	
			および A2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 冷温停止にする。	36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考					
<p>(2) 格納容器隔離系計装</p> <p>主蒸気隔離弁以外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。</p> <p>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。</p> <p>(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、復旧できない場合は、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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>		<p>(2) 格納容器隔離系計装</p> <p>主蒸気隔離弁以外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。</p> <p>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。</p> <p>(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、復旧できない場合は、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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>		・記載の適正化					
表27-3-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)		表27-3-4-2 (2号炉 格納容器隔離系計装)							
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	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. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	1. 主蒸気ドレン系 a. 原子炉水位低 (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。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
b. 主蒸気管放射線高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. 主蒸気管放射線高	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。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間
			および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	36時間
c. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	c. 主蒸気流量大	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。	24時間				または A2. 1. 高温停止にする。	24時間

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備考
			および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間	・記載の適正化
d. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	1 2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。	1 2時間 2 4時間	d. 主蒸気管周囲温度高	運転 起動 高温停止	1 2	A1. 当該ラインを隔離する。 または A2. 1. 高温停止にする。	1 2時間 2 4時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間	
e. 主蒸気圧力低	運転	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. 主蒸気圧力低	運転	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. 復水器真空低	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。	1 2時間 2 4時間	f. 復水器真空低	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。	1 2時間 2 4時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間	
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	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	
2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L 2)	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。	1 2時間 2 4時間	2. 炉水サンプリング系 a. 原子炉水位低 (L 2)	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。	1 2時間 2 4時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間	
b. 主蒸気管放射線高	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。	1 2時間 2 4時間	b. 主蒸気管放射線高	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。	1 2時間 2 4時間	
			および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間				および A2. 2. 冷温停止にする。	3 6時間	
c. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または	1 2時間	c. 主蒸気流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 または	1 2時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備 考
			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				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	・記載の適正化
d. 主蒸気管周囲 温度高	運 転 起 動 高温停止	1 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. 主蒸気管周囲 温度高	運 転 起 動 高温停止	1 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	
e. 主蒸気圧力低	運 転	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. 主蒸気圧力低	運 転	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. 復水器真空低	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	f. 復水器真空低	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	
3. 原子炉浄化系 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	3. 原子炉浄化系 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	
要 素	適用されるべき原子炉の状態	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	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	
4. 窒素ガス制御系 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	4. 窒素ガス制御系 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	2	A1. 当該ラインを隔離する。	1 2 時間	b. ドライウェル圧力高	運 転 起 動	2	A1. 当該ラインを隔離する。	1 2 時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備 考
	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		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	
c. 原子炉棟排気放射線高 ^{※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	c. 原子炉棟排気放射線高 ^{※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. 燃料取替階放射線高 ^{※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. 燃料取替階放射線高 ^{※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. 液体廃棄物処理系 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. 液体廃棄物処理系 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	1 2 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	1 2 時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考		
			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				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	
※ 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。						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(3) 原子炉棟隔離系計装</p> <p>原子炉棟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。</p> <p>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系の隔離機能を作動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、復旧できない場合は、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講じ、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) の措置を完了時間内に達成できない場合は、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(停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。)または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) 原子炉棟隔離系計装</p> <p>原子炉棟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。</p> <p>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系の隔離機能を作動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、復旧できない場合は、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講じ、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) の措置を完了時間内に達成できない場合は、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(停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。)または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棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備考
表 2 7 - 3 - 4 - 3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)					表 2 7 - 3 - 4 - 3 (2号炉 原子炉棟隔離系計装)					・記載の適正化
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	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. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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	1. 原子炉水位低 (L3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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	
3. 原子炉棟排気放射線高 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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	3. 原子炉棟排気放射線高 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉棟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 系列を動作可能な状態とする。 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	
4. 燃料取替階放射線高 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} および原子炉棟内での	2	A1. 原子炉棟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 系	速やかに 速やかに	4. 燃料取替階放射線高 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} および原子炉棟内	2	A1. 原子炉棟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 系	速やかに 速やかに	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考				
	照射された燃料に係る作業時		列を動作可能な状態とする。 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		での照射された燃料に係る作業時		列を動作可能な状態とする。 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本挿入・引抜を除く。								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考		
5. その他の計装 (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、系列毎の非常用ディーゼル発電機または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						5. その他の計装 (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、系列毎の非常用ディーゼル発電機または高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるためのすべてのチャンネル数をいう。						・記載の適正化		
表 27-3-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)						表 27-3-5-1 (2号炉 非常用ディーゼル発電機計装)								
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	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 (系列毎)	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 母線低電圧	運転 起動 高温停止 および 第 6 5 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. 動作不能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 母線低電圧	運転 起動 高温停止 および 第 6 4 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. 動作不能チャンネルをトリップする。	1 時間 1 時間	B. 条件 A の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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	
b. 原子炉水位低 (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. 原子炉水位低 (L1) ※1	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	
			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				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	
			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	
			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				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	
			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	

・原子力規制委員会設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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	・記載の適正化
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 a. 非常用交流 高圧電源 母線低電圧	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. 動作不能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 a. 非常用交流 高圧電源 母線低電圧	運転 起動 高温停止 および 第64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. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件 A の要求される措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. 条件 A の要求される措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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	・記載の適正化	
b. 原子炉水位低 (L1H)	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	b. 原子炉水位低 (L1H)	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		・記載の適正化
			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		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間		備考
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。	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。	24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) ・記載の適正化
				または	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					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	または	24時間				または	24時間			
				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				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			
				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				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			
C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	または	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	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									
	または	12時間	または	12時間									
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	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										

※1：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65条（65-3-1 代替自動減圧機能）の運転上の制限も確認する。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考		
(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。						(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。						・原子力規制委員会設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 27-3-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)						表 27-3-5-2 (2号炉 原子炉隔離時冷却系計装)								
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉水位低 (L2)	運転 起動 ^{※1} 高温停止 ^{※1}	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	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. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	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. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	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。 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. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12時間
				A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	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。 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. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	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	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみ	1時間			
				B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12時間									
C. 片トリップ系に動作不能	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみ	1時間	C. 片トリップ系に動作不能	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみ	1時間									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
			チャンネルが 2つの場合	なす。					チャンネルが 2つの場合	なす。			・原子力規制委員会設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
※1：原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合。 (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 原子炉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。						※1：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65条（65-3-1 代替自動減圧機能）の運転上の制限も確認する。 ※2：原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合。 (3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装 原子炉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27-3-5-3（2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装）						表27-3-5-3（2号炉 原子炉再循環ポンプトリップ計装）							
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	タービン出力 45%相当以上	4	A. いずれかの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. 動作不能チャンネルをトリップする。	3日間 3日間	1. 主蒸気止め弁閉	タービン出力 45%相当以上	4	A. いずれかの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. 動作不能チャンネルをトリップする。	3日間 3日間		
			B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間				B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間		
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を 45%相当未満にする。	8時間				C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を 45%相当未満にする。	8時間		
2. 蒸気加減弁	タービン出力	2	A. いずれかの	A1. チャンネルを動作可	3日間	2. 蒸気加減弁	タービン出力	2	A. いずれかの	A1. チャンネルを動作可	3日間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考																													
急速閉	80%相当以上		論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	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。	3日間	急速閉	80%相当以上		論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	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。	3日間	・記載の適正化																													
			B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間				B. 両方の論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を復旧する。	2時間																														
			C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を80%相当未満にする。	8時間				C. 条件 A または B の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を80%相当未満にする。	8時間																														
<p>(4) 制御棒引抜監視装置計装</p> <p>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内に講じる。</p> <p>表 27-3-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用されるべき原子炉の状態</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="2">1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 不作動 c. 中性子束低</td> <td rowspan="2">原子炉熱出力 30%相当以上</td> <td rowspan="2">2^{※1}</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの場合</td> <td>A1. 動作不能チャンネルをトリップする。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件 A の要求される措置が完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 制御棒の引抜操作を行わない。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2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なチャンネル数は1とする。</p>						要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 不作動 c. 中性子束低	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 の要求される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	<p>(4) 制御棒引抜監視装置計装</p> <p>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内に講じる。</p> <p>表 27-3-5-4 (2号炉 制御棒引抜監視装置計装)</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</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. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 不作動 c. 中性子束低</td> <td rowspan="2">原子炉熱出力 30%相当以上</td> <td rowspan="2">2^{※1}</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの場合</td> <td>A1. 動作不能チャンネルをトリップする。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>B. 条件 A の要求される措置が完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 制御棒の引抜操作を行わない。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2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なチャンネル数は1とする。</p>						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. 不作動 c. 中性子束低	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 の要求される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
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 不作動 c. 中性子束低	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 の要求される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																																				
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. 不作動 c. 中性子束低	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 の要求される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																																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考
<p>(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装</p> <p>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、給水ポンプ・主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 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)</p>						<p>(5) 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装</p> <p>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、給水ポンプ・主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 (2号炉 給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装)</p>						<p>・記載の適正化</p>
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉水位高 (L8)	タービン出力45%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。	10日間 10日間	1. 原子炉水位高 (L8)	タービン出力45%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。	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. 高水位トリップ機能を復旧する。	2時間				B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ機能を復旧する。	2時間	
			C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間				C. 条件AまたはBの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. タービン出力を45%相当未満にする。	8時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前					変更後					備考
(6) 原子炉停止装置計装 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27-3-5-6 (2号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)					(6) <u>中央制御室外原子炉停止装置計装</u> 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27-3-5-6 (2号炉 中央制御室外原子炉停止装置計装)					・原子力規制委員会設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
要素	適用されるべき原子炉の状態	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	条件	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉圧力	運転 起動	A. 動作不能な要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力	運転 起動 <u>高温停止</u>	A. 動作不能な要素が1つの場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
2. 原子炉隔離時冷却系流量		B. 条件Aの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	2. 原子炉隔離時冷却系流量		B. 条件Aの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	
3. 原子炉隔離時冷却系制御					3. <u>残留熱除去系流量</u>		B2. <u>冷温停止にする。</u>	36時間		
4. 残留熱除去系流量					4. <u>原子炉水位</u>					
					5. <u>サプレッションプール水温度</u>					
					6. <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u>					
					7. <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ(原子炉隔離時冷却系制御)</u>					
					8. <u>残留熱除去系ポンプ(残留熱除去系制御)</u>					
					9. <u>主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)</u>					
					10. <u>原子炉補機冷却</u>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考																																										
<p>(7) 中央制御室非常用循環系計装</p> <p>中央制御室非常用循環系計装の要素に動作不能が発生し、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時（停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。）または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、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、中央制御室非常用循環系を作動させるための系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-7（2号炉 中央制御室非常用循環系計装）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用されるべき原子炉の状態</th> <th>動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)</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. 原子炉棟排気放射線高^{※1}</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止 炉心変更時^{※2}および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>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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。</td> <td>24時間 24時間 24時間</td> </tr> <tr> <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循環系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替階放射線高^{※1}</td> <td>運転 起動</td> <td>2</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの</td> <td>A1. チャンネルを動作可能な状態に復</td> <td>24時間</td> </tr> </tbody> </table>						要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および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. 当該中央制御室非常用循環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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間	2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの	A1. チャンネルを動作可能な状態に復	24時間	<p>水ポンプ（原子炉補機冷却水系制御）</p> <p>11. 原子炉補機海水ポンプ（原子炉補機海水系制御）</p> <p>(7) 中央制御室非常用循環系計装</p> <p>中央制御室非常用循環系計装の要素に動作不能が発生し、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時（停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く。）または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、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。</p> <p>なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、中央制御室非常用循環系を作動させるための系列毎のすべてのチャンネル数をいう。</p> <p>表27-3-5-7（2号炉 中央制御室非常用循環系計装）</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 (系列毎)</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. 原子炉棟排気放射線高^{※1}</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止 炉心変更時^{※2}および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>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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。</td> <td>24時間 24時間 24時間</td> </tr> <tr> <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循環系を動作不能とみなす。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>2. 燃料取替階放射線高^{※1}</td> <td>運転 起動</td> <td>2</td> <td>A. 動作不能チャンネルが1つの</td> <td>A1. チャンネルを動作可能な状態に復</td> <td>24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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および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. 当該中央制御室非常用循環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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間	2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの	A1. チャンネルを動作可能な状態に復	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> <p>・記載の適正化</p>
						要素	適用されるべき原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間																																											
1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および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. 当該中央制御室非常用循環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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間																																																	
2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの	A1. チャンネルを動作可能な状態に復	24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 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間																																																	
1. 原子炉棟排気放射線高 ^{※1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および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. 当該中央制御室非常用循環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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間																																																	
2. 燃料取替階放射線高 ^{※1}	運転 起動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの	A1. チャンネルを動作可能な状態に復	24時間																																																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前						変更後						備考	
	高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時		場合	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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	24時間 24時間		高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時		場合	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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	24時間 24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） ・記載の適正化
			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循環系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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間		
3. 換気系 放射線高 ^{※1※3}	運 転 起 動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	1	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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間 1時間	3. 換気系 放射線高 ^{※1※3}	運 転 起 動 高温停止 炉心変更時 ^{※2} および原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	1	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. 当該中央制御室非常用循環系を動作不能とみなす。	1時間 1時間		
<p>※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本挿入・引抜を除く。 ※3：サンプルポンプの定期切替時を除く。</p> <p>(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内に講じる。 表27-3-5-8 (2号炉 事故時計装)</p>						<p>※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本挿入・引抜を除く。 ※3：サンプルポンプの定期切替時を除く。</p> <p>(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内に講じる。 表27-3-5-8 (2号炉 事故時計装)</p>							
要素	適用されるべき原子炉の状態	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. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域) 3. 原子炉水位 (燃料域) 4. 格納容器圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合 B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置	30日間 速やかに	1. 原子炉圧力 ^{※1} 2. 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 3. 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 4. 格納容器圧力	運 転 起 動	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合 B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 B1. 当該計器が動作不能であることを明確にするような措置	30日間 速やかに		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考			
			できない場合	を開始する。			できない場合	を開始する。		・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）	
			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		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の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間		D. 条件Cの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。	24時間		
5. 格納容器雰囲気線量当量率			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	5. 格納容器雰囲気線量当量率 ^{※1}	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の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能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		B. 条件Aの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該計器が動作不能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		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の要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに		D. 条件Cの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに		
<p>※1：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65条（65-13-1 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>											

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(主蒸気逃がし安全弁)</p> <p>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に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。</p> <p>2. 主蒸気逃がし安全弁が、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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、その結果を課長(発電)に通知する。^{※1}</p> <p>(2) 課長(計装)および課長(3号電気)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、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が、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は、表30-3の措置を講じる。</p> <p>※1：主蒸気逃がし安全弁の取替えを実施する場合は、定事検停止時前に本確認を行うことができる。</p> <p>表30-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1171 1362 1266"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表30-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1402 1362 1812"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能</td> <td>8.34MPa[gage]以下^{※2}(4個)</td> </tr> <tr> <td>8.27MPa[gage]以下^{※2}(3個)</td> </tr> <tr> <td>8.20MPa[gage]以下^{※2}(3個)</td> </tr> <tr> <td>8.13MPa[gage]以下^{※2}(2個)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能</td> <td>7.78MPa[gage]以下(4個)</td> </tr> <tr> <td>7.71MPa[gage]以下(3個)</td> </tr> <tr> <td>7.64MPa[gage]以下(3個)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>7.58MPa[gage]以下(2個)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：公称値</p>	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	項目	設定値	(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.34MPa[gage]以下 ^{※2} (4個)	8.27MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)	8.20MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)	8.13MPa[gage]以下 ^{※2} (2個)	(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.78MPa[gage]以下(4個)	7.71MPa[gage]以下(3個)	7.64MPa[gage]以下(3個)		7.58MPa[gage]以下(2個)	<p>(主蒸気逃がし安全弁)</p> <p>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^{※1}は、表30-1に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。</p> <p>2. 主蒸気逃がし安全弁が、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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、その結果を課長(発電)に通知する。^{※2}</p> <p>(2) 課長(計装)および課長(3号電気)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、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が、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は、表30-3の措置を講じる。</p> <p>※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65条(65-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧))の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：主蒸気逃がし安全弁の取替えを実施する場合は、定事検停止時前に本確認を行うことができる。</p> <p>表30-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1171 2594 1266"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表30-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1402 2594 1812"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能</td> <td>8.34MPa[gage]以下^{※3}(4個)</td> </tr> <tr> <td>8.27MPa[gage]以下^{※3}(3個)</td> </tr> <tr> <td>8.20MPa[gage]以下^{※3}(3個)</td> </tr> <tr> <td>8.13MPa[gage]以下^{※3}(2個)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能</td> <td>7.78MPa[gage]以下(4個)</td> </tr> <tr> <td>7.71MPa[gage]以下(3個)</td> </tr> <tr> <td>7.64MPa[gage]以下(3個)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>7.58MPa[gage]以下(2個)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：公称値</p>	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	項目	設定値	(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.34MPa[gage]以下 ^{※3} (4個)	8.27MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)	8.20MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)	8.13MPa[gage]以下 ^{※3} (2個)	(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.78MPa[gage]以下(4個)	7.71MPa[gage]以下(3個)	7.64MPa[gage]以下(3個)		7.58MPa[gage]以下(2個)	<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	動作可能であること																																			
項目	設定値																																			
(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.34MPa[gage]以下 ^{※2} (4個)																																			
	8.27MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)																																			
	8.20MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)																																			
	8.13MPa[gage]以下 ^{※2} (2個)																																			
(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.78MPa[gage]以下(4個)																																			
	7.71MPa[gage]以下(3個)																																			
	7.64MPa[gage]以下(3個)																																			
	7.58MPa[gage]以下(2個)																																			
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																																			
項目	設定値																																			
(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.34MPa[gage]以下 ^{※3} (4個)																																			
	8.27MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)																																			
	8.20MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)																																			
	8.13MPa[gage]以下 ^{※3} (2個)																																			
(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.78MPa[gage]以下(4個)																																			
	7.71MPa[gage]以下(3個)																																			
	7.64MPa[gage]以下(3個)																																			
	7.58MPa[gage]以下(2個)																																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
2. 3号炉			2. 3号炉			
項目	設定値		項目	設定値		
(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.20MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)		(1)主蒸気逃がし安全弁 安全弁機能	8.20MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)		
	8.13MPa[gage]以下 ^{※2} (3個)			8.13MPa[gage]以下 ^{※3} (3個)		
	8.06MPa[gage]以下 ^{※2} (4個)			8.06MPa[gage]以下 ^{※3} (4個)		
	7.99MPa[gage]以下 ^{※2} (4個)			7.99MPa[gage]以下 ^{※3} (4個)		
	7.92MPa[gage]以下 ^{※2} (2個)			7.92MPa[gage]以下 ^{※3} (2個)		
(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.86MPa[gage]以下 (3個)		(2)主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能	7.86MPa[gage]以下 (3個)		
	7.79MPa[gage]以下 (3個)			7.79MPa[gage]以下 (3個)		
	7.72MPa[gage]以下 (4個)			7.72MPa[gage]以下 (4個)		
	7.65MPa[gage]以下 (4個)			7.65MPa[gage]以下 (4個)		
	7.58MPa[gage]以下 (1個)			7.58MPa[gage]以下 (1個)		
7.51MPa[gage]以下 (1個)			7.51MPa[gage]以下 (1個)			
※2：公称値			※3：公称値			
表30-3			表30-3			
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. 1弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 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	A. 1弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 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	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. 低温停止にする。	36時間		および B2. 低温停止にする。	36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																		
<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に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動作確認時および動作確認後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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、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意な変動がないことを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、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は、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原子炉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原子炉代替注水系^{※1}の系統圧力は、表32-1に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原子炉代替注水系に関する動作確認時および動作確認後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原子炉代替注水系の系統圧力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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、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原子炉代替注水系の系統圧力に有意な変動がないことを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系の系統圧力が、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は、表32-2の措置を講じる。</p> <p>※1：高圧原子炉代替注水系は、2号炉のみ適用。</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> <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	<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、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉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原子炉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原子炉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> <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. 非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系の系統圧力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. 当該系統内への原子炉冷却材の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>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> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 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. 当該系統内への原子炉冷却材の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。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<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. 当該系統内への原子炉冷却材の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>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> </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. 当該系統内への原子炉冷却材の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。 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. 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. 当該系統内への原子炉冷却材の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。 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. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の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。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその1)</p> <p>第34条 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表34-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値に適合したら、速やかに残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列(3号炉については、「3系列」と読みかえる。)が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表34-3の措置を講じる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 993 1362 1087"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</td> <td>2系列^{※1}が運転可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1136 1362 1230"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</td> <td>3系列^{※1}が運転可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは、残留熱除去系ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに配管をいう。以下、第35条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)および第36条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)において同じ。</p> <p>表34-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1497 1362 1591"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0.88MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1640 1362 1734"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0.93MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	2系列 ^{※1} が運転可能であること	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	3系列 ^{※1} が運転可能であること	項目	条件	原子炉圧力	0.88MPa[gage]以下	項目	条件	原子炉圧力	0.93MPa[gage]以下	<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその1)</p> <p>第34条 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード^{※1}は、表34-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が表34-2に定める値に適合したら、速やかに残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列(3号炉については、「3系列」と読みかえる。)が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表34-3の措置を講じる。</p> <p>※1: 2号炉の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 993 2594 1087"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</td> <td>2系列^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1136 2594 1230"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</td> <td>3系列^{※2}が運転可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2: 1系列とは、残留熱除去系ポンプ1台、熱交換器1基および必要な弁ならびに配管をいう。以下、第35条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)および第36条(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)において同じ。</p> <p>表34-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1497 2594 1591"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0.88MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1640 2594 1734"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0.93MPa[gage]以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	2系列 ^{※2} が動作可能であること	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	3系列 ^{※2} が運転可能であること	項目	条件	原子炉圧力	0.88MPa[gage]以下	項目	条件	原子炉圧力	0.93MPa[gage]以下	<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																																	
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	2系列 ^{※1} が運転可能であること																																	
項目	運転上の制限																																	
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	3系列 ^{※1} が運転可能であること																																	
項目	条件																																	
原子炉圧力	0.88MPa[gage]以下																																	
項目	条件																																	
原子炉圧力	0.93MPa[gage]以下																																	
項目	運転上の制限																																	
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	2系列 ^{※2} が動作可能であること																																	
項目	運転上の制限																																	
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	3系列 ^{※2} が運転可能であること																																	
項目	条件																																	
原子炉圧力	0.88MPa[gage]以下																																	
項目	条件																																	
原子炉圧力	0.93MPa[gage]以下																																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 3 4 - 3			表 3 4 - 3			・記載の適正化
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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード1系列が動作不能の場合	A1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な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	A. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード1系列が動作不能の場合	A1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列 ^{※2} が動作不能の場合	B1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な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	B. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード2系列 ^{※3} が動作不能の場合	B1. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作可能な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	
※2：3号炉については、「2系列以上」と読みかえる。			※3：3号炉については、「2系列以上」と読みかえる。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考												
<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)</p> <p>第35条 原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表35-1に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。</p> <p>(1) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備時</p> <p>(2) 原子炉の昇温を伴う検査時^{※1}</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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(1)または(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>(2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表35-2の措置を講じる。</p> <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。</p>	<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)</p> <p>第35条 原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード^{※1}は、表35-1に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。</p> <p>(1) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード起動準備時</p> <p>(2) 原子炉の昇温を伴う検査時^{※2}</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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(1)または(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>(2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表35-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</p> <p>※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。</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>表35-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1129 1362 1486"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで^{※2}、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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> <p>※2：課長（燃料技術）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、課長（発電）に通知する。</p>	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで ^{※2} 、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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" data-bbox="1386 1129 2594 1486"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで^{※3}、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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> <p>※3：課長（燃料技術）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、課長（発電）に通知する。</p>	項目	運転上の制限	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで ^{※3} 、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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													
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで ^{※2} 、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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													
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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残留熱除去系原子炉停止時冷却モード以外の手段で除去できると判断するまで ^{※3} 、さらに1系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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" data-bbox="154 1623 1362 1856"> <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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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" data-bbox="1386 1623 2594 1856"> <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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)</p> <p>第36条 原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、表 36-1に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。</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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(1)または(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>(2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表36-2の措置を講じる。</p>	<p>(残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3)</p> <p>第36条 原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード^{※1}は、表 36-1に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。</p> <p>2. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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(1)または(2)を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>(2) 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。</p> <p>3. 当直長は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが、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は、表36-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</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" data-bbox="154 1087 1362 1402"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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" data-bbox="1386 1087 2594 1402"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード</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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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	残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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									
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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									
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード	(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系列の残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが動作可能であること または (2) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転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									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 3 6 - 2			表 3 6 - 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. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。 ※1 および	速やかに その後毎日 1 回	A. 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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。 ※2 および	速やかに その後毎日 1 回	
	A3. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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		A3. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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	
	A4. 原子炉棟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		A4. 原子炉棟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	
	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		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	
※ 1 : 移動中の燃料については、所定の場所に移動するものとする。			※ 2 : 移動中の燃料については、所定の場所に移動するものとする。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(非常用炉心冷却系その1) 〔2号炉〕 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^{※1}。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、当該低圧注水系（格納容器冷却系）の動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が、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) 課長（第一発電）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、低圧注水系および自動減圧系が模擬信号で作動することおよび格納容器冷却系が手動で作動することを確認する。</p> <p>(2) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に表39-2（項目3）に定める事項ならびに高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（格納容器冷却系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の運転状態に応じた開閉状態にあることおよび主要配管^{※2}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、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。^{※1}</p> <p>3. 当直長は、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は、表39-3-1または表39-3-2の措置を講じる。</p> <p>※1：自動減圧系については、原子炉圧力が次表の場合に適用する。</p> <table border="1" data-bbox="154 1213 1362 1312"> <tr> <td>項目</td> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系</td> <td>0.78MPa[gage]以上</td> </tr> </table> <p>※2：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（サプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク）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の指示が正圧になっていることで確認する。</p>	項目	原子炉圧力	自動減圧系	0.78MPa[gage]以上	<p>(非常用炉心冷却系その1) 〔2号炉〕 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^{※1}。ただし、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、当該低圧注水系（格納容器冷却系）の動作不能とはみなさない。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が、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) 課長（第一発電）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、低圧注水系および自動減圧系が模擬信号で作動することおよび格納容器冷却系が手動で作動することを確認する。</p> <p>(2) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に表39-2（項目3）に定める事項ならびに高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（格納容器冷却系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の運転状態に応じた開閉状態にあることおよび主要配管^{※2}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、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。^{※1}</p> <p>3. 当直長は、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は、表39-3-1または表39-3-2の措置を講じる。</p> <p>※1：自動減圧系については、原子炉圧力が次表の場合に適用する。</p> <table border="1" data-bbox="1386 1213 2594 1312"> <tr> <td>項目</td> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系</td> <td>0.78MPa[gage]以上</td> </tr> </table> <p>※2：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（サプレッションチェンバ）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の指示が正圧になっていることで確認する。</p>	項目	原子炉圧力	自動減圧系	0.78MPa[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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	原子炉圧力									
自動減圧系	0.78MPa[gage]以上									
項目	原子炉圧力									
自動減圧系	0.78MPa[gage]以上									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表 3 9 - 1		表 3 9 - 1		・原子力規制委員会設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
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	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 ※3	低圧炉心スプレイ系※3	1 ※8
	低圧注水系 (格納容器冷却系)	3 ※3 (2) ※5	低圧注水系※4 (格納容器冷却系※5)	3 ※8 (2) ※10
	自動減圧系	6 ※4	自動減圧系※6	6 ※9
	高圧炉心スプレイ系	1 ※3	高圧炉心スプレイ系※7	1 ※8
※3：1系列とは、ポンプ1台、必要な弁および主要配管をいう。 ※4：自動減圧系の系列数は、1系列に相当する弁数をいう。 ※5：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基、必要な弁および主要配管をいう。		※3：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。 ※4：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65条（65-4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）、65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）および65-5-4 残留熱代替除去系）の運転上の制限も確認する。 ※5：格納容器冷却系は、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65条（65-5-4 残留熱代替除去系、65-6-1 格納容器代替スプレイ系（常設）および65-6-2 格納容器代替スプレイ系（可搬型））の運転上の制限も確認する。 ※6：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65条（65-3-2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧））の運転上の制限も確認する。 ※7：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。 ※8：1系列とは、ポンプ1台、必要な弁および主要配管をいう。 ※9：自動減圧系の系列数は、1系列に相当する弁数をいう。 ※10：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基、必要な弁および主要配管をいう。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表 3 9 - 2		表 3 9 - 2		
項 目	頻 度	項 目	頻 度	
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 1.16MPa[gage]以上であることを確認する。	1箇月に1回	1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 1.16MPa[gage]以上であることを確認する。	1箇月に1回	
2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 260m 以上で流量が 1,074m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	2. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 260m 以上で流量が 1,074m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	
3. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 822m 以上で流量が 342m ³ /h 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. 高圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 822m 以上で流量が 342m ³ /h 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の注水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箇月に1回	4. 高圧炉心スプレイ系の注水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箇月に1回	
5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 198m 以上で、流量が 1,074m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	5. 低圧炉心スプレイ系ポンプの全揚程が 198m 以上で、流量が 1,074m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	
6. 低圧炉心スプレイ系の注水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箇月に1回	6. 低圧炉心スプレイ系の注水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箇月に1回	
7. 低圧注水系ポンプの全揚程が 86m 以上で、流量が 1,160m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	7. 低圧注水系ポンプの全揚程が 86m 以上で、流量が 1,160m ³ /h 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および主要配管が満水であることを確認する。	1箇月に1回	
8. 低圧注水系（格納容器冷却系）の注水弁、ドライウェルスプレイ弁、トーラスプレイ弁、残留熱除去系テスト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箇月に1回	8. 低圧注水系（格納容器冷却系）の注水弁、ドライウェルスプレイ弁、トーラスプレイ弁、残留熱除去系テスト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箇月に1回	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 3 9 - 3 - 1			表 3 9 - 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。	1 0 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。	1 0 日間 速やかに	
B. 低圧注水系 1 系列が動作不能の場合 ^{※6}	B1. 低圧注水系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。	1 0 日間 速やかに	B. 低圧注水系 1 系列が動作不能の場合 ^{※11}	B1. 低圧注水系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。	1 0 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 0.98MPa[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	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 0.98MPa[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	
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 ^{※1} 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 0.98MPa[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 ^{※1} 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 0.98MPa[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	
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	E1. 高温停止にする。 および E2. 低温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.78MPa[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	E1. 高温停止にする。 および E2. 低温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.78MPa[gage] 未満にする。	2 4 時間 3 6 時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
減圧系の弁1つが動作不能の場合 または 自動減圧系の弁の2つ以上が動作不能の場合 または 条件A~Dのいずれかで要求される措置を完了時間内に達成できない場合			減圧系の弁1つが動作不能の場合 または 自動減圧系の弁の2つ以上が動作不能の場合 または 条件A~Dのいずれかで要求される措置を完了時間内に達成できない場合			・記載の適正化
表39-3-2			表39-3-2			
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. 格納容器冷却系1系列が動作不能の場合※6	A1. 格納容器冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの格納容器冷却系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	A. 格納容器冷却系1系列が動作不能の場合※11	A1. 格納容器冷却系を動作可能な状態に復旧する。 および A2. 残りの格納容器冷却系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. 格納容器冷却系2系列が動作不能の場合※6 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. 低温停止にする。	24時間 36時間	B. 格納容器冷却系2系列が動作不能の場合※11 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. 低温停止にする。	24時間 36時間	
※6：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冷却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。			※11：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冷却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。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<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に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次の各号に示す状態となった場合は適用しない。また、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、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。</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>2. 非常用炉心冷却系が、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、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、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。</p> <p>a. 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>b. 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. 当直長は、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は、表40-3の措置を講じる。</p> <p>表40-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1129 1362 1444"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)1系列^{※1} および 復水輸送系1系列^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1537 1362 1810"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列^{※1}および 復水補給水系1系列^{※1}</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	(1)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)2系列 ^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)1系列 ^{※1} および 復水輸送系1系列 ^{※1}	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	(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列 ^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列 ^{※1} および 復水補給水系1系列 ^{※1}	<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に定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次の各号に示す状態となった場合は適用しない。また、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの起動準備中および残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの運転中は、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。</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>2. 非常用炉心冷却系が、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、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、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。</p> <p>a. 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>b. 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. 当直長は、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は、表40-3の措置を講じる。</p> <p>表40-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1129 2594 1360"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1)非常用炉心冷却系^{※1}(自動減圧系を除く)2系列^{※2} または (2)非常用炉心冷却系^{※1}(自動減圧系を除く)1系列^{※2}および復水輸送系1系列^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1537 2594 1810"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列^{※2} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列^{※2}および 復水補給水系1系列^{※2}</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	(1)非常用炉心冷却系 ^{※1} (自動減圧系を除く)2系列 ^{※2} または (2)非常用炉心冷却系 ^{※1} (自動減圧系を除く)1系列 ^{※2} および復水輸送系1系列 ^{※2}	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	(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列 ^{※2} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列 ^{※2} および 復水補給水系1系列 ^{※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)																	
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 ^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)1系列 ^{※1} および 復水輸送系1系列 ^{※1}																	
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	(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列 ^{※1} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列 ^{※1} および 復水補給水系1系列 ^{※1}																	
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	(1)非常用炉心冷却系 ^{※1} (自動減圧系を除く)2系列 ^{※2} または (2)非常用炉心冷却系 ^{※1} (自動減圧系を除く)1系列 ^{※2} および復水輸送系1系列 ^{※2}																	
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	(1)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)2系列 ^{※2} または (2)非常用炉心冷却系(原子炉隔離時冷却系および自動減圧系を除く)1系列 ^{※2} および 復水補給水系1系列 ^{※2}																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>※1：1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40-2 1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 541 1362 1304"> <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プレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m³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※2が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。</td> <td>1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m ³ 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※2が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。	1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回	<p>※1：2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。低圧注水系動作不能時は、第65条（65-4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）および65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型））の運転上の制限も確認する。</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。</p> <p>表40-2 1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 541 2594 1304"> <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プレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m³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※3が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。</td> <td>1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m ³ 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※3が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。	1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <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プレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m ³ 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※2が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。	1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回																									
項目	頻度																									
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-44cm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、復水貯蔵タンクと補助復水貯蔵タンクの水量の合計が1,674m ³ 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※3が満水であることを確認する。ただし、第39条第2項(1)に定める確認時を除く。	1箇月に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輸送系について、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箇月に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輸送系ポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回																									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
項目	頻度	項目	頻度	
2. 3号炉		2. 3号炉		・原子力規制委員会設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
1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-4,950mm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、復水貯蔵タンクの水量が663m ³ 以上あることを確認する。	12時間に1回 12時間に1回	1. 動作可能であるべき系統がサプレッションチェンバを水源とする場合は、サプレッションチェンバ水位が-4,950mm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、復水貯蔵タンクの水量が663m ³ 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および高圧炉心注水系について、主要配管※2が満水であることを確認する。ただし、第39条の2第2項(1)で定める検査時を除く。	1箇月に1回	2. 動作可能であるべき低圧注水系および高圧炉心注水系について、主要配管※3が満水であることを確認する。ただし、第39条の2第2項(1)で定める検査時を除く。	1箇月に1回	
3. 動作可能であるべき低圧注水系、高圧炉心注水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箇月に1回	3. 動作可能であるべき低圧注水系、高圧炉心注水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箇月に1回	
4. 動作可能であるべき低圧注水系および高圧炉心注水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	4. 動作可能であるべき低圧注水系および高圧炉心注水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のポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回	5. 動作可能であるべき復水補給水系のポンプが運転中であることを確認する。	1箇月に1回	
※2：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（サプレッションチェンバ、復水貯蔵タンクまたは補助復水貯蔵タンク）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の指示が正圧になっていることで確認する。		※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（サプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク）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の指示が正圧になっていることで確認する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 4 0 - 3			表 4 0 - 3			・記載の適正化
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. 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	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圧力容器に接続している配管について、原子炉圧力容器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	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、原子炉冷却材圧力容器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圧力容器に接続している配管について、原子炉圧力容器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	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、原子炉冷却材圧力容器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. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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. 原子炉棟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	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. 原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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. 原子炉棟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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(原子炉隔離時冷却系) 〔2号炉〕</p> <p>第41条 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は、表41-1に定める事項を運転上の制限とする。^{※1}</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) 課長(第一発電)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) 当直長は、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、原子炉の運転状態に応じた開閉状態および主要配管^{※2}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表41-2に定める事項を確認する。^{※1}</p> <p>3. 当直長は、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は、表41-3の措置を講じる。</p> <p>※1：原子炉の圧力が次表の場合に適用する。</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(サブプレッションチェンバまたは復水貯蔵タンク)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、主要配管であるポンプの吸込配管および注入配管の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。</p> <table border="1" data-bbox="154 1705 1362 1801"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>原子炉圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>0.74MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力	原子炉隔離時冷却系	0.74MPa[gage]以上	<p>(原子炉隔離時冷却系) 〔2号炉〕</p> <p>第41条 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^{※1}は、表41-1に定める事項を運転上の制限とする。^{※2}</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) 課長(第一発電)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) 当直長は、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、原子炉の運転状態に応じた開閉状態および主要配管^{※3}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表41-2に定める事項を確認する。^{※2}</p> <p>(4) 課長(原子炉)は、定事検停止時に、原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が0.74MPaに加えて44m以上で、流量が93.0m³/h以上であることを確認^{※4}し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 当直長は、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は、表41-3の措置を講じる。なお、高圧原子炉代替注水系の起動準備中および運転中は、原子炉隔離時冷却系の動作不能とはみなさない。</p> <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65条(65-2-1 高圧原子炉代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：原子炉の圧力が次表の場合に適用する。</p> <p>※3：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(サブプレッションチェンバ)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、主要配管であるポンプの吸込配管および注入配管の満水は、当該主要配管の圧力計の指示が正圧になっていることで確認する。</p> <p>※4：所内蒸気圧力を原子炉圧力0.74MPa[gage]相当^{※5}に調整して確認する。</p> <p>※5：原子炉隔離時冷却系のタービン入口圧力を当該圧力相当とした場合の所内蒸気圧力をいう。</p> <table border="1" data-bbox="1386 1705 2594 1801"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>原子炉圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>0.74MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力	原子炉隔離時冷却系	0.74MPa[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(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>・記載の適正化</p>
項目	原子炉圧力									
原子炉隔離時冷却系	0.74MPa[gage]以上									
項目	原子炉圧力									
原子炉隔離時冷却系	0.74MPa[gage]以上									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 4 1 - 1			表 4 1 - 1			・記載の適正化
項 目	運転上の制限		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		原子炉隔離時冷却系	動作可能であること		
表 4 1 - 2			表 4 1 - 2			
項 目	頻 度		項 目	頻 度		
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて44m以上で、流量が93.0m ³ /h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 ^{※3} に1回 その後1箇月に1回		1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて44m以上で、流量が93.0m ³ /h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 ^{※6} に1回 その後1箇月に1回		
2. 原子炉隔離時冷却系の注水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 その後1箇月に1回		2. 原子炉隔離時冷却系の注水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 その後1箇月に1回		
※3：原子炉圧力が0.98MPa[gage]相当 ^{※4}			※6：原子炉圧力が0.98MPa[gage]相当 ^{※7}			
※4：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			※7：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。			
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 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 A3. 自動減圧系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。	10日間 速やかに 速やかに	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 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 A3. 自動減圧系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。	10日間 速やかに 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 B2. 原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。	24時間 36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. 原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
<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に定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウエル内部の点検時は、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の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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、格納容器の漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 課長(発電)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する。</p> <p>(3) 当直長は、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運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器または格納容器隔離弁が、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は、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="154 1129 1362 1266"> <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> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1402 1362 1539"> <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倍において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1581 1362 1717"> <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>0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)</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倍において)	項目	判定値	格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)	<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^{※1}および格納容器隔離弁^{※1}は、表43-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウエル内部の点検時は、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の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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、格納容器の漏えい率が表43-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 課長(発電)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する。</p> <p>(3) 当直長は、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運転状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器または格納容器隔離弁が、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は、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>※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。</p> <p>表43-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1129 2594 1266"> <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> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1402 2594 1539"> <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倍において)</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1581 2594 1717"> <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>0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)</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倍において)	項目	判定値	格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)	<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倍において)																													
項目	判定値																													
格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)																													
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倍において)																													
項目	判定値																													
格納容器の漏えい率	0.4%/日以下 (常温、空気または窒素、最高使用圧力の0.9倍において)																													

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表 4 3 - 3 1. 2号炉		表 4 3 - 3 1. 2号炉		
系 統	格納容器隔離弁	系 統	格納容器隔離弁	
1. 主蒸気系	主蒸気ドレン内側隔離弁 主蒸気ドレン外側隔離弁	1. 主蒸気系	主蒸気ドレン内側隔離弁 主蒸気ドレン外側隔離弁	
2. 原子炉再循環系	炉水サンプリング内側隔離弁 炉水サンプリング外側隔離弁	2. 原子炉再循環系	炉水サンプリング内側隔離弁 炉水サンプリング外側隔離弁	
3. 原子炉浄化系	入口内側隔離弁 入口外側隔離弁	3. 原子炉浄化系	入口内側隔離弁 入口外側隔離弁	
4. 残留熱除去系	炉水入口内側隔離弁 炉水入口外側隔離弁 A-ポンプ炉水戻り弁 B-ポンプ炉水戻り弁 炉頂部冷却外側隔離弁 炉頂部冷却内側隔離弁 トーラス水移送第1隔離弁 トーラス水移送第2隔離弁 A-サンプリング第1隔離弁 B-サンプリング第1隔離弁 A-サンプリング第2隔離弁 B-サンプリング第2隔離弁	4. 残留熱除去系	炉水入口内側隔離弁 炉水入口外側隔離弁 A-ポンプ炉水戻り弁 B-ポンプ炉水戻り弁 炉頂部冷却外側隔離弁 炉頂部冷却内側隔離弁 トーラス水移送第1隔離弁 トーラス水移送第2隔離弁 A-サンプリング第1隔離弁 B-サンプリング第1隔離弁 A-サンプリング第2隔離弁 B-サンプリング第2隔離弁	
5. 窒素ガス制御系	N ₂ 置換供給隔離弁 N ₂ ドライウエル入口隔離弁 N ₂ トーラス入口隔離弁 N ₂ ドライウエル出口隔離弁 N ₂ トーラス出口隔離弁 格納容器空気供給隔離弁 N ₂ 補給隔離弁 N ₂ 補給ドライウエル入口隔離弁 N ₂ 補給トーラス入口隔離弁 A-トーラス真空破壊隔離弁 B-トーラス真空破壊隔離弁 N ₂ ドライウエル出口弁バイパス隔離弁 N ₂ トーラス出口弁バイパス隔離弁 S G T入口隔離弁 H V R入口隔離弁 A-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁	5. 窒素ガス制御系	N ₂ 置換供給隔離弁 N ₂ ドライウエル入口隔離弁 N ₂ トーラス入口隔離弁 N ₂ ドライウエル出口隔離弁 N ₂ トーラス出口隔離弁 格納容器空気供給隔離弁 N ₂ 補給隔離弁 N ₂ 補給ドライウエル入口隔離弁 N ₂ 補給トーラス入口隔離弁 A-トーラス真空破壊隔離弁 B-トーラス真空破壊隔離弁 N ₂ ドライウエル出口弁バイパス隔離弁 N ₂ トーラス出口弁バイパス隔離弁 S G T入口隔離弁 H V R入口隔離弁 A-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
	B-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 C-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 D-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 E-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 F-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 G-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 H-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 格納容器空気置換排風機バイパス弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第2隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第2隔離弁		B-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 C-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 D-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 E-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 F-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 G-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 H-ドライウエル真空破壊空気供給隔離弁 格納容器空気置換排風機バイパス弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ入口第2隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第1隔離弁 ドライウエル内漏洩検出モニタ出口第2隔離弁	
系 統	格納容器隔離弁	系 統	格納容器隔離弁	
6. 移動形出力領域計装	A-ボール弁 B-ボール弁 C-ボール弁 D-ボール弁	6. 移動形出力領域計装	A-ボール弁 B-ボール弁 C-ボール弁 D-ボール弁	
7. 液体廃棄物処理系	ドライウエル機器ドレン内側隔離弁 ドライウエル機器ドレン外側隔離弁 ドライウエル床ドレン内側隔離弁 ドライウエル床ドレン外側隔離弁	7. 液体廃棄物処理系	ドライウエル機器ドレン内側隔離弁 ドライウエル機器ドレン外側隔離弁 ドライウエル床ドレン内側隔離弁 ドライウエル床ドレン外側隔離弁	
8. 試料採取系	A-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 A-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第1隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第2隔離弁 原子炉水サンプリング内側隔離弁 原子炉水サンプリング外側隔離弁 RHRサンプリング第1隔離弁 RHRサンプリング第2隔離弁 液体サンプル戻り第1隔離弁	8. 試料採取系	A-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第1隔離弁 A-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 B-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 C-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 D-N ₂ ガスサンプリング第2隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第1隔離弁 N ₂ ガスサンプリング戻り第2隔離弁 原子炉水サンプリング内側隔離弁 原子炉水サンプリング外側隔離弁 RHRサンプリング第1隔離弁 RHRサンプリング第2隔離弁 液体サンプル戻り第1隔離弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
	液体サンプル戻り第2隔離弁 PCV 雰囲気サンプリング入口第1止め弁 PCV 雰囲気サンプリング入口第2止め弁 PCV 雰囲気サンプリング戻り第1止め弁 PCV 雰囲気サンプリング戻り第2止め弁		液体サンプル戻り第2隔離弁 PCV 雰囲気サンプリング入口第1止め弁 PCV 雰囲気サンプリング入口第2止め弁 PCV 雰囲気サンプリング戻り第1止め弁 PCV 雰囲気サンプリング戻り第2止め弁	
9. 可燃性ガス濃度制御系	A-入口隔離弁 B-入口隔離弁 A-出口隔離弁 B-出口隔離弁	9. 可燃性ガス濃度制御系	A-入口隔離弁 B-入口隔離弁 A-出口隔離弁 B-出口隔離弁	
10. 補給水系	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	10. 補給水系	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
2. 3号炉		2. 3号炉		
系 統	格納容器隔離弁	系 統	格納容器隔離弁	
1. 主蒸気系	MS主蒸気ドレンライン内側隔離弁 MS主蒸気ドレンライン外側隔離弁	1. 主蒸気系	MS主蒸気ドレンライン内側隔離弁 MS主蒸気ドレンライン外側隔離弁	
2. 原子炉冷却材浄化系	C UW吸込ライン内側隔離弁 C UW吸込ライン外側隔離弁 C UW RPVヘッドスプレイ隔離弁 C UWブローラインS/P側出口弁 C UW炉水サンプルライン内側隔離弁 C UW炉水サンプルライン外側隔離弁	2. 原子炉冷却材浄化系	C UW吸込ライン内側隔離弁 C UW吸込ライン外側隔離弁 C UW RPVヘッドスプレイ隔離弁 C UWブローラインS/P側出口弁 C UW炉水サンプルライン内側隔離弁 C UW炉水サンプルライン外側隔離弁	
3. 残留熱除去系	RHR停止時冷却内側隔離弁 (A) RHR停止時冷却内側隔離弁 (B) RHR停止時冷却内側隔離弁 (C) RHR停止時冷却外側隔離弁 (A) RHR停止時冷却外側隔離弁 (B) RHR停止時冷却外側隔離弁 (C) RHR注入弁 (A) RHR注入隔離弁 (B) RHR注入隔離弁 (C) RHR LPFL試験可能逆止弁 (A) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (B) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (C) バイパス弁 RHR SPH一次止め弁 (A) RHR SPH一次止め弁 (B) RHR SPH一次止め弁 (C) RHR SPH二次止め弁 RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (C) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (C) RHR PASS炉水サンプリング弁	3. 残留熱除去系	RHR停止時冷却内側隔離弁 (A) RHR停止時冷却内側隔離弁 (B) RHR停止時冷却内側隔離弁 (C) RHR停止時冷却外側隔離弁 (A) RHR停止時冷却外側隔離弁 (B) RHR停止時冷却外側隔離弁 (C) RHR注入弁 (A) RHR注入隔離弁 (B) RHR注入隔離弁 (C) RHR LPFL試験可能逆止弁 (A) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (B) バイパス弁 RHR LPFL試験可能逆止弁 (C) バイパス弁 RHR SPH一次止め弁 (A) RHR SPH一次止め弁 (B) RHR SPH一次止め弁 (C) RHR SPH二次止め弁 RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル一次隔離弁 (C) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (A) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (B) RHRプロセスサンプル二次隔離弁 (C) RHR PASS炉水サンプリング弁	
系 統	格納容器隔離弁	系 統	格納容器隔離弁	
4. 不活性ガス系	AC PCVパージ用空気供給隔離弁 AC D/Wパージ用入口隔離弁	4. 不活性ガス系	AC PCVパージ用空気供給隔離弁 AC D/Wパージ用入口隔離弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備 考
	AC S/Cパージ用入口隔離弁 AC D/Wベント用出口隔離弁 AC D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁 AC S/Cベント用出口隔離弁 AC S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁 AC SGT S側PCVベント用隔離弁 AC HVAC側PCVベント用隔離弁 AC PCVパージ用窒素供給隔離弁 AC PCV常時補給用窒素隔離弁 AC D/W常時補給用窒素入口隔離弁 AC S/C常時補給用窒素入口隔離弁 AC 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (A) AC 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (B) AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁		AC S/Cパージ用入口隔離弁 AC D/Wベント用出口隔離弁 AC D/Wベント用出口隔離弁バイパス弁 AC S/Cベント用出口隔離弁 AC S/Cベント用出口隔離弁バイパス弁 AC SGT S側PCVベント用隔離弁 AC HVAC側PCVベント用隔離弁 AC PCVパージ用窒素供給隔離弁 AC PCV常時補給用窒素隔離弁 AC D/W常時補給用窒素入口隔離弁 AC S/C常時補給用窒素入口隔離弁 AC 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (A) AC 真空破壊弁計装用空気配管隔離弁 (B) AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	
5. 移動式炉心内計装系	TIPボール弁 (A) TIPボール弁 (B) TIPボール弁 (C) TIPパージラインパージ弁	5. 移動式炉心内計装系	TIPボール弁 (A) TIPボール弁 (B) TIPボール弁 (C) TIPパージラインパージ弁	
6. 放射性ドレン移送系	RDドライウエルLCWサンプル内側隔離弁 RDドライウエルLCWサンプル外側隔離弁 RDドライウエルHCWサンプル内側隔離弁 RDドライウエルHCWサンプル外側隔離弁	6. 放射性ドレン移送系	RDドライウエルLCWサンプル内側隔離弁 RDドライウエルLCWサンプル外側隔離弁 RDドライウエルHCWサンプル内側隔離弁 RDドライウエルHCWサンプル外側隔離弁	
7. 漏えい検出系	LDS放射線モニタ入口1次隔離弁 LDS放射線モニタ入口2次隔離弁 LDS放射線モニタ出口1次隔離弁 LDS放射線モニタ出口2次隔離弁	7. 漏えい検出系	LDS放射線モニタ入口1次隔離弁 LDS放射線モニタ入口2次隔離弁 LDS放射線モニタ出口1次隔離弁 LDS放射線モニタ出口2次隔離弁	
8. 試料採取系	SAM事故後炉水サンプル1次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル2次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁 SAM D/W雰囲気サンプリング内側隔離弁 SAM D/W雰囲気サンプリング外側隔離弁 SAMサンプル戻り1次隔離弁 SAMサンプル戻り2次隔離弁	8. 試料採取系	SAM事故後炉水サンプル1次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル2次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル戻り1次隔離弁 SAM事故後炉水サンプル戻り2次隔離弁 SAM D/W雰囲気サンプリング内側隔離弁 SAM D/W雰囲気サンプリング外側隔離弁 SAMサンプル戻り1次隔離弁 SAMサンプル戻り2次隔離弁	
系 統	格納容器隔離弁	系 統	格納容器隔離弁	
9. 格納容器雰囲気モニタ系	PASS PCV雰囲気サンプリング入口1次止め弁	9. 格納容器雰囲気モニタ系	PASS PCV雰囲気サンプリング入口1次止め弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
	PASS PCV 雰囲気サンプリング出口1次止め弁 PASS PCV 雰囲気サンプリング入口2次止め弁 PASS PCV 雰囲気サンプリング出口2次止め弁		PASS PCV 雰囲気サンプリング出口1次止め弁 PASS PCV 雰囲気サンプリング入口2次止め弁 PASS PCV 雰囲気サンプリング出口2次止め弁	
10. 可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口隔離弁 (A) FCS 入口隔離弁 (B) FCS 出口隔離弁 (A) FCS 出口隔離弁 (B)	10. 可燃性ガス濃度制御系	FCS 入口隔離弁 (A) FCS 入口隔離弁 (B) FCS 出口隔離弁 (A) FCS 出口隔離弁 (B)	
11. 復水補給水系	MUWC 下部ドライウェル注水ライン隔離弁 MUWC 下部ドライウェル注水流量調節弁	11. 復水補給水系	MUWC 下部ドライウェル注水ライン隔離弁 MUWC 下部ドライウェル注水流量調節弁	
12. サプレッションプール浄化系	SPCU S/P 側吸込一次隔離弁 SPCU S/P 側吸込二次隔離弁 SPCU S/P 戻り隔離弁	12. サプレッションプール浄化系	SPCU S/P 側吸込一次隔離弁 SPCU S/P 側吸込二次隔離弁 SPCU S/P 戻り隔離弁	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
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	
表 4 3 - 4			表 4 3 - 4			・原子力規制委員会設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. 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	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。 ^{※1} 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 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項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 箇月に 1 回	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。 ^{※2} 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 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項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 箇月に 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。 ^{※1} 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 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項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 箇月に 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。 ^{※2} 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 9 3 条（管理区域内における特別措置）第 1 項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 箇月に 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。 ^{※1} 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、	4 時間 1 箇月に 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。 ^{※2} 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、	4 時間 1 箇月に 1 回	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
	第93条（管理区域内における特別措置） 第1項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。			第93条（管理区域内における特別措置） 第1項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。		・記載の適正化
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。	24時間 36時間	
※1：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。			※2：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。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(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)</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に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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、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全開および全閉することを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 当直長は、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、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は、表44-2の措置を講じる。</p>	<p>(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)</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^{※1}は、表44-1に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) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、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全開および全閉することを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>3. 当直長は、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、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は、表44-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の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は、重大事故等対処設備を兼ねる。</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" data-bbox="154 945 1362 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	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	動作可能であること	<p>表44-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 945 2594 1125"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	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	動作可能であること																					
項目	運転上の制限																													
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	動作可能であること																													
項目	運転上の制限																													
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	動作可能であること																													
<p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="154 1218 1362 1619"> <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弁以上が全閉不能の場合</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 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. 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弁以上が全閉不能の場合	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。	24時間	および C2. 冷温停止にする。	36時間	<p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="1386 1218 2594 1619"> <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弁以上が全閉不能の場合</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 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. 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弁以上が全閉不能の場合	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。	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. 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弁以上が全閉不能の場合	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。	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. 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弁以上が全閉不能の場合	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。	24時間																												
	および C2. 冷温停止にする。	36時間																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																												
<p>(サブプレッションチェンバの平均水温)</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、サブプレッションチェンバの平均水温は、表45-1に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動作確認等により、サブプレッションチェンバ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. サプレッションチェンバの平均水温が、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。なお、当直長は、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動作確認等により、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような場合、サブプレッションチェンバの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えたときには、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、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような動作確認等を中止し、<u>24時間</u>以内に平均水温を35℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバの動作可能な局所水温計の平均水温^{※1}を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッションチェンバの平均水温が、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は、表45-2の措置を講じる。</p> <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>表45-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1213 1362 1310"> <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の平均水温</td> <td>35℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表45-2</p> <table border="1" data-bbox="154 1356 1362 1856"> <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. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合</td> <td>A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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>および B2. 低温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>および C3. 低温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションチェンバの平均水温	35℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合	A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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	および B2. 低温停止にする。	36時間	C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間	および C3. 低温停止にする。	36時間	<p>(サブプレッションチェンバの平均水温)</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、サブプレッションチェンバ^{※1}の平均水温^{※2}は、表45-1に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または高圧原子炉代替注水系^{※3}の動作確認等により、サブプレッションチェンバ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. サプレッションチェンバの平均水温が、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。なお、当直長は、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または高圧原子炉代替注水系の動作確認等により、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような場合、サブプレッションチェンバの動作可能な局所水温計の最高温度が47℃を超えたときには、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、サブプレッションチェンバの水温が上昇するような動作確認等を中止し、<u>24時間</u>以内に平均水温を35℃以下に復旧する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションチェンバ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. 当直長は、サブプレッションチェンバの平均水温が、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は、表45-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉のサブプレッションチェンバは、重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>※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。</p> <p>※3：高圧原子炉代替注水系は、2号炉のみ適用。</p> <p>表45-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1213 2594 1310"> <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の平均水温</td> <td>35℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表45-2</p> <table border="1" data-bbox="1386 1356 2594 1856"> <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. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合</td> <td>A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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>および B2. 低温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>および C3. 低温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サブプレッションチェンバの平均水温	35℃以下	条件	要求される措置	完了時間	A. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合	A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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	および B2. 低温停止にする。	36時間	C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間	および C3. 低温停止にする。	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																																													
サブプレッションチェンバの平均水温	35℃以下																																													
条件	要求される措置	完了時間																																												
A. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合	A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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																																												
	および B2. 低温停止にする。	36時間																																												
C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																												
	および C3. 低温停止にする。	36時間																																												
項目	運転上の制限																																													
サブプレッションチェンバの平均水温	35℃以下																																													
条件	要求される措置	完了時間																																												
A. サプレッションチェンバ平均水温が35℃を超えている場合	A1. サプレッションチェンバ平均水温を35℃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																																												
	および B2. 低温停止にする。	36時間																																												
C. サプレッションチェンバ平均水温が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 C2. 原子炉減圧を開始する。	1時間																																												
	および C3. 低温停止にする。	36時間																																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(サプレッションチェンバの水位)</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、サプレッションチェンバの水位は、表46-1(図46)に定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時における一時的な水位変動を除く。</p> <p>2. サプレッションチェンバの水位が、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) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サプレッションチェンバの水位が、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は、表46-2の措置を講じる。</p> <p>表46-1</p> <table border="1" data-bbox="154 814 1362 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サプレッションチェンバ水位</td> <td>+5cm(上限値)以下 -5cm(下限値)以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サプレッションチェンバ水位	+5cm(上限値)以下 -5cm(下限値)以上	<p>(サプレッションチェンバの水位)</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、サプレッションチェンバ^{※1}の水位は、表46-1(図46)に定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時における一時的な水位変動を除く。</p> <p>2. サプレッションチェンバの水位が、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) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サプレッションチェンバの水位を24時間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、サプレッションチェンバの水位が、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は、表46-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉のサプレッションチェンバは、重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>表46-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 814 2594 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サプレッションチェンバ水位</td> <td>+5cm(上限値)以下 -5cm(下限値)以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	サプレッションチェンバ水位	+5cm(上限値)以下 -5cm(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									
サプレッションチェンバ水位	+5cm(上限値)以下 -5cm(下限値)以上									
項目	運転上の制限									
サプレッションチェンバ水位	+5cm(上限値)以下 -5cm(下限値)以上									
<p>図46</p> 	<p>図46</p> 									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 4 6 - 2			表 4 6 - 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. サプレッションチェンバの水位が図 4 6 の領域 A の場合	A1. サプレッションチェンバの水位を制限値以内に復旧する。	2 4 時間	A. サプレッションチェンバの水位が図 4 6 の領域 A の場合	A1. サプレッションチェンバの水位を制限値以内に復旧する。	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	B1. 高温停止にする。	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	B1. 高温停止にする。	2 4 時間	
	および B2. 冷温停止にする。	3 6 時間		および B2. 冷温停止にする。	3 6 時間	
C. サプレッションチェンバの水位が図 4 6 の領域 B の場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	C. サプレッションチェンバの水位が図 4 6 の領域 B の場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条 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に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) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が、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は、表48-2の措置を講じる。</p> <p>表48-1</p> <table border="1" data-bbox="154 905 1362 995"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表48-2</p> <table border="1" data-bbox="154 1224 1362 1541"> <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. 格納容器内の酸素濃度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. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。</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	格納容器内の酸素濃度	4%以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器内の酸素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。	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>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条 原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度^{※1}は、表48-1に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) 当直長は、原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が、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は、表48-2の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備のうち、格納容器酸素濃度（B系）は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第65条（65-5-5 格納容器内の水素濃度および酸素濃度監視）の運転上の制限も確認する。</p> <p>表48-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 905 2594 995"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>2. 5%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1045 2594 1136"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内の酸素濃度</td> <td>4%以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表48-2</p> <table border="1" data-bbox="1386 1224 2594 1541"> <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. 格納容器内の酸素濃度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. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。</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	格納容器内の酸素濃度	2. 5%以下	項目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	4%以下	条件	要求される措置	完了時間	A. 格納容器内の酸素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。	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>・原子力規制委員会設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																																			
格納容器内の酸素濃度	4%以下																																			
条件	要求される措置	完了時間																																		
A. 格納容器内の酸素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。	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																																			
格納容器内の酸素濃度	2. 5%以下																																			
項目	運転上の制限																																			
格納容器内の酸素濃度	4%以下																																			
条件	要求される措置	完了時間																																		
A. 格納容器内の酸素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を運転上の制限以内に復旧する。	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																																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(原子炉棟) 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^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟は、表49-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉棟が、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。 (1) 課長(発電)は、定事検停止時に、原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟を負圧に保つために原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉棟が、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は、表49-2の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。</p>	<p>(原子炉棟) 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^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟^{※2※3}は、表49-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉棟が、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。 (1) 課長(発電)は、定事検停止時に、原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認する。 (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、原子炉棟を負圧に保つために原子炉棟大物機器搬入口および原子炉棟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箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉棟が、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は、表49-2の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)の挿入・引抜を除く。 ※2：2号炉の原子炉棟(原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび主蒸気管トンネル室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。 ※3：2号炉の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび主蒸気管トンネル室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。</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>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1213 1362 1350"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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	原子炉棟	機能が健全であること	<p>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1213 2594 1350"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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	原子炉棟	機能が健全であること	
項目	運転上の制限									
原子炉棟	機能が健全であること									
項目	運転上の制限									
原子炉棟	機能が健全であること									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 4 9 - 2			表 4 9 - 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. 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. 原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4 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. 原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。 [※] ⁴	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。	2 4 時間 3 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。 および B2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	
C. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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	C. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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>※4：2号炉の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放した場合に、第65条（65-14-2 原子炉建物ブローアウトパネルおよび閉止装置）による再閉止をしても、本措置を完了したことは扱わない。</p>			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考																								
<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^{※1}または原子炉棟内での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に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) 課長(発電)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する。</p> <p>(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での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入口弁および出口弁が開することを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が、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は、表51-3の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。</p> <p>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1213 1362 1306"> <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^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。ただし、3号炉についての2系列とは、排風機2台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。</p> <p>表51-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1528 1362 1633"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.97%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1726 1362 1831"> <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	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 ^{※2} が動作可能であること	項 目	判定値	総合除去効率	99.97%以上	項 目	判定値	総合除去効率	99.99%以上	<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^{※1}または原子炉棟内での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}は、表51-1に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) 課長(発電)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する。</p> <p>(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)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、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時または原子炉棟内での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入口弁および出口弁が開することを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が、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は、表51-3の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。</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>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1213 2594 1306"> <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^{※3}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。ただし、3号炉についての2系列とは、排風機2台、フィルタ1基、必要な弁および主要配管をいう。</p> <p>表51-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1528 2594 1633"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>99.97%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1726 2594 1831"> <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	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 ^{※3} が動作可能であること	項 目	判定値	総合除去効率	99.97%以上	項 目	判定値	総合除去効率	99.99%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																									
非常用ガス処理系	2系列 ^{※2} が動作可能であること																									
項 目	判定値																									
総合除去効率	99.97%以上																									
項 目	判定値																									
総合除去効率	99.99%以上																									
項 目	運転上の制限																									
非常用ガス処理系	2系列 ^{※3} が動作可能であること																									
項 目	判定値																									
総合除去効率	99.97%以上																									
項 目	判定値																									
総合除去効率	99.99%以上																									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
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	
表 5 1 - 3			表 5 1 - 3			
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。	1 0 日間 速やかに	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。	1 0 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。	2 4 時間 3 6 時間	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。	2 4 時間 3 6 時間	
C. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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	C. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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。	2 4 時間 3 6 時間	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。	2 4 時間 3 6 時間	
E. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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棟内での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. 原子炉棟内での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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系)</p> <p>第52条 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海水系（3号炉については、「原子炉補機冷却海水系」と読みかえる。以下同じ。）は、表52-1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海水系が、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) 課長（発電）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。）および原子炉補機海水ポンプ（3号炉については、「原子炉補機冷却海水ポンプ」と読みかえる。）（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する。</p> <p>(2) 当直長は、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^{※1}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表52-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系または原子炉補機海水系が、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は、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条^{※3}（非常用炉心冷却系その1）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）は適用しない。</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>※3：3号炉については、「第39条の2」と読みかえる。以下同じ。</p>	<p>(原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系)</p> <p>第52条 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海水系（3号炉については、「原子炉補機冷却海水系」と読みかえる。以下同じ。）は、表52-1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海水系が、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) 課長（発電）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。）および原子炉補機海水ポンプ（3号炉については、「原子炉補機冷却海水ポンプ」と読みかえる。）（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する。</p> <p>(2) 当直長は、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^{※1}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に原子炉補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表52-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系または原子炉補機海水系が、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は、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条^{※3}（非常用炉心冷却系その1）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）は適用しない。</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>※3：3号炉については、「第39条の2」と読みかえる。以下同じ。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考
表52-1 1. 2号炉		表52-1 1. 2号炉		・原子力規制委員会設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
項目	運転上の制限	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海水系	2系列 ^{※4} が動作可能であること	原子炉補機冷却水系 ^{※4※5} および原子炉補機海水系 ^{※5}	2系列 ^{※6} が動作可能であること	
^{※4} : 1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器3基、必要な弁および主要配管をいう。		^{※4} : 2号炉の原子炉補機冷却水系のRHR熱交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65条（65-5-3 原子炉補機代替冷却系）の運転上の制限も確認する。 ^{※5} : 2号炉の原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。 ^{※6} : 1系列とは、冷却水ポンプ2台、海水ポンプ2台、熱交換器3基、必要な弁および主要配管をいう。		
2. 3号炉		2. 3号炉		
項目	運転上の制限	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	3系列 ^{※5} が動作可能であること	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	3系列 ^{※7} が動作可能であること	
^{※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、必要な弁および主要配管をいう。		^{※7} : 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、必要な弁および主要配管をいう。		
表52-2		表52-2		
項目	頻度	項目	頻度	
1. 冷却水ポンプが起動すること ^{※6} 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箇月に1回	1. 冷却水ポンプが起動すること ^{※8} 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箇月に1回	
2. 海水ポンプが起動すること ^{※6} 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を確認する。	1箇月に1回	2. 海水ポンプが起動すること ^{※8} 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を確認する。	1箇月に1回	
^{※6} : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。		^{※8} : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 5 2 - 3			表 5 2 - 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. 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 ^{※7} 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. 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 ^{※9} 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 ^{※8} が動作不能の場合 または 2号炉について、条件Aにおいて、さらに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海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 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	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 ^{※10} が動作不能の場合 または 2号炉について、条件Aにおいて、さらに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海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 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	
※7：3号炉については「2系列」と読みかえる。			※9：3号炉については「2系列」と読みかえる。			
※8：3号炉については「2系列以上」と読みかえる。			※10：3号炉については「2系列以上」と読みかえる。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(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海水系)</p> <p>第53条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系は、表53-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系が、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) 課長(第一発電)は、定事検停止時に、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ(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イ補機海水ポンプ(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する。</p> <p>(2) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態および主要配管^{※1}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表53-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、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海水系が、第1項に定める運転上の制限を満足しないと判断した場合は、表53-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条(非常用炉心冷却系その1)および第59条(非常用ディーゼル発電機その1)は適用しない。</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、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁および主要配管に接続する配管上の手動弁のうち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、当該系統のサージタンクのレベル低の警報が継続的に発生していないこと確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレイ補機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>(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海水系)</p> <p>第53条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系は、表53-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系が、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) 課長(第一発電)は、定事検停止時に、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ(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イ補機海水ポンプ(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する。</p> <p>(2) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態および主要配管^{※1}が満水であることを確認する。</p> <p>(3) 当直長は、定事検停止後の原子炉起動前に高圧炉心スプレイ補機海水系の主要な手動弁と電動弁^{※2}の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表53-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、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海水系が、第1項に定める運転上の制限を満足しないと判断した場合は、表53-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条(非常用炉心冷却系その1)および第59条(非常用ディーゼル発電機その1)は適用しない。</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、主要な手動弁とは、主要配管上の手動弁および主要配管に接続する配管上の手動弁のうち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、当該系統のサージタンクのレベル低の警報が継続的に発生していないこと確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレイ補機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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考	
表 5 3 - 1		表 5 3 - 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） ・記載の適正化	
項目	運転上の制限	項目	運転上の制限		
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海水系	1 系列 ^{※3} が動作可能であること	高圧炉心スプレイ補機冷却水系 ^{※3} および 高圧炉心スプレイ補機海水系 ^{※3}	1 系列 ^{※4} が動作可能であること		
※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、必要な弁および主要配管をいう。		※3：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海水系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。 ※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、必要な弁および主要配管をいう。			
表 5 3 - 2		表 5 3 - 2			
項目	頻度	項目	頻度		
1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。	1 箇月に 1 回	1. 冷却水ポンプが起動することを確認する。	1 箇月に 1 回		
2. 海水ポンプが起動することを確認する。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を確認する。	1 箇月に 1 回	2. 海水ポンプが起動することを確認する。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を確認する。	1 箇月に 1 回		
表 5 3 - 3		表 5 3 - 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. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレイ補機海水系が動作不能の場合 または 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海水系が動作不能の場合	A1. 当該系を動作可能な状態に復旧する。	1 0 日間	A. 高圧炉心スプレイ補機冷却水系が動作不能の場合 または 高圧炉心スプレイ補機海水系が動作不能の場合 または 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海水系が動作不能の場合	A1. 当該系を動作可能な状態に復旧する。	1 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 または 条件 A において、さらに原子炉補機冷却水系または原子炉補機海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 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。	2 4 時間 3 6 時間 冷温停止となるまで 毎日 1 回	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または原子炉補機海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 1. 冷温停止にする。 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。	2 4 時間 3 6 時間 冷温停止となるまで 毎日 1 回

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>(中央制御室非常用循環系)</p> <p>第56条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系は表56-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用循環系が、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) 課長(発電)は、定事検停止時に、中央制御室非常用循環系が模擬信号で作動することを確認する。</p> <p>(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、中央制御室非常用循環系の総合除去効率が表56-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系ファンが起動することおよび中央制御室非常用循環系ダンパが動作可能であることを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用循環系が、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は、表56-3の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)挿入・引抜を除く。</p> <p>表56-1</p> <table border="1" data-bbox="154 1260 1362 1354"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用循環系</td> <td>2系列^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：2系列とは送風機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56-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1533 1362 1627"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>95%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1722 1362 1816"> <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	運転上の制限	中央制御室非常用循環系	2系列 ^{※2} が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	95%以上	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	<p>(中央制御室非常用循環系)</p> <p>第56条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系^{※2}は表56-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用循環系が、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) 課長(発電)は、定事検停止時に、中央制御室非常用循環系が模擬信号で作動することを確認する。</p> <p>(2) 課長(原子炉)および課長(3号機械)は、定事検停止時に、中央制御室非常用循環系の総合除去効率が表56-2に定める値であることを確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時^{※1}または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系ファンが起動することおよび中央制御室非常用循環系ダンパが動作可能であることを1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用循環系が、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は、表56-3の措置を講じる。</p> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本(3号炉においては、同一の水圧制御ユニットに属する1組または1本)の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：2号炉の中央制御室非常用循環系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第65条(65-14-1 中央制御室の居住性確保)の運転上の制限も確認する。</p> <p>表56-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 1260 2594 1354"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用循環系</td> <td>2系列^{※3}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：2系列とは送風機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56-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1533 2594 1627"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合除去効率</td> <td>95%以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1722 2594 1816"> <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	運転上の制限	中央制御室非常用循環系	2系列 ^{※3} が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	95%以上	項目	判定値	総合除去効率	90%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> <p>・記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																									
中央制御室非常用循環系	2系列 ^{※2} が動作可能であること																									
項目	判定値																									
総合除去効率	95%以上																									
項目	判定値																									
総合除去効率	90%以上																									
項目	運転上の制限																									
中央制御室非常用循環系	2系列 ^{※3} が動作可能であること																									
項目	判定値																									
総合除去効率	95%以上																									
項目	判定値																									
総合除去効率	90%以上																									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 5 6 - 3			表 5 6 - 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. 中央制御室非常用循環系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系統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。	3 0 日間 速やかに	A. 中央制御室非常用循環系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系統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。	3 0 日間 速やかに	
B. 中央制御室非常用循環系 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。	1 0 日間	B. 中央制御室非常用循環系 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。	1 0 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	2 4 時間	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	2 4 時間	
	C2. 冷温停止にする。	3 6 時間		C2. 冷温停止にする。	3 6 時間	
D. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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. 炉心変更時または原子炉棟内での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. 原子炉棟内での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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																	
<p>(外部電源その1)</p> <p>第57条 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^{※1}は表57-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等における瞬時停電時を除く。</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。 (1) 当直長は、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. 当直長は、外部電源が、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は、表57-2の措置を講じる。</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）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。以下、第58条（外部電源その2）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="154 993 1362 1087"> <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^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <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数（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。以下、第58条（外部電源その2）および第59条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。</p> <p>表57-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1402 1362 1894"> <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ディー</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> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	外部電源	2系列 ^{※2} が動作可能であること	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ディー	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	<p>(外部電源その1)</p> <p><u>[3号炉]</u></p> <p>第57条 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^{※1}は表57-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等における瞬時停電時を除く。</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。 (1) 当直長は、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. 当直長は、外部電源が、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は、表57-2の措置を講じる。</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。）からの電力を第63条（所内電源系統その1）および第64条（所内電源系統その2）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。以下、第57条の2（外部電源その2）および第58条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 993 2594 1087"> <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^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <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数（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。以下、第57条の2（外部電源その2）および第58条（非常用ディーゼル発電機その1）において同じ。</p> <p>表57-2</p>	項目	運転上の制限	外部電源	2系列 ^{※2} 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）</p> <p>・記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																		
外部電源	2系列 ^{※2} が動作可能であること																		
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ディー	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																	
項目	運転上の制限																		
外部電源	2系列 ^{※2} が動作可能であること																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
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	
2. 3号炉						
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	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	・記載の適正化
B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間	B. 動作可能である外部電源が1系列のみの場合 および 非常用ディーゼル発電機が1台動作不能の場合	B1. 外部電源を2系列動作可能な状態に復旧する。	12時間	
	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		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	
C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 または 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	C. 動作可能である外部電源が1系列もない場合 または 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	
	および C2. 冷温停止にする。	36時間		および C2. 冷温停止にする。	36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(外部電源その2)</p> <p>第58条 原子炉の状態が、冷温停止および燃料交換において、外部電源は、表58-1に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停電時を除く。</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。 (1) 当直長は、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. 当直長は、外部電源が、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は、表58-2の措置を講じる。</p> <p>表58-1</p> <table border="1" data-bbox="154 814 1362 907"> <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系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表58-2</p> <table border="1" data-bbox="154 999 1362 1629"> <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. 外部電源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. 外部電源を1系列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. 原子炉棟内での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. 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	外部電源	1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. 外部電源が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. 原子炉棟内での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. 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>(外部電源その2) 〔3号炉〕</p> <p>第57条の2 原子炉の状態が、冷温停止および燃料交換において、外部電源は、表57の2-1に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停電時を除く。</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。 (1) 当直長は、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. 当直長は、外部電源が、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は、表57の2-2の措置を講じる。</p> <p>表57の2-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 814 2594 907"> <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系列が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57の2-2</p> <table border="1" data-bbox="1386 999 2594 1629"> <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. 外部電源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. 外部電源を1系列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. 原子炉棟内での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. 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	外部電源	1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. 外部電源が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. 原子炉棟内での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. 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>・記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																	
外部電源	1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. 外部電源が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. 原子炉棟内での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. 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																																	
外部電源	1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. 外部電源が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. 原子炉棟内での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. 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																																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考										
<p>(なし)</p>	<p>(外部電源その3) 〔2号炉〕 第57条の3 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^{※1}は表57の3-1に定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等における瞬時停電時^{※2}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。 (1) 当直長は、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圧電源母線に電力供給可能な外部電源3回線^{※3}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。 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圧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. 当直長は、外部電源が、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は、表57の3-2の措置を講じる。</p> <p>表57の3-1</p> <table border="1" data-bbox="1389 903 2594 1087"> <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) 3回線^{※3}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^{※4}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：外部電源とは、電力系統からの電力を第63条（所内電源系統その1）および第64条（所内電源系統その2）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>※2：66kV送電線（鹿島支線）については、回線に異常がないことを確認し速やかに復旧できることをいう。</p> <p>※3：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する。</p> <p>※4：独立性を有するとは、「送電線の上流において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57の3-2</p> <table border="1" data-bbox="1389 1533 2594 1894"> <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. すべ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</td> <td>A1. 動作可能な外部電源について、電圧^{※5※6}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>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 ^{※3} 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 ^{※4}	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 ^{※5※6} 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	<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 ^{※3} 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 ^{※4}											
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 ^{※5※6} 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										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	<p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p>	<p>B1. 動作可能な外部電源について、電圧^{※5※6}が確立していることを確認する。</p> <p>および</p> <p>B2. 外部電源を3回線動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、</p> <p>毎日1回</p> <p>30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>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>および</p> <p>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^{※5※6}が確立していることを確認する。</p> <p>および</p> <p>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、</p> <p>毎日1回</p> <p>20日間</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^{※5※6}が確立していることを確認する。</p> <p>および</p> <p>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、</p> <p>毎日1回</p> <p>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。）</p> <p>および</p> <p>第58条および第59条で要求される非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）の台数を満足していない場合</p>	<p>E1. 外部電源を少なくとも2回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>または</p> <p>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</p> <p>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回線以下の場合</p> <p>および</p> <p>第58条および第59条で要求される高圧炉心スプレイ系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。</p> <p>または</p> <p>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。</p> <p>および</p> <p>F2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.78MPa[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。</p>	<p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>速やかに</p>		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
		<p>および F3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.98MPa [gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</p>	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>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 0.78MPa [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（原子炉圧力が 0.98MPa [gage] 以上の場合）について動作可能であることを確認する。</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</p>	<p>H1. 外部電源を少なくとも 1 回線を動作可能な状態に復旧する。 および H2. 高温停止にする。 および H3. 冷温停止にする。</p>	<p>24 時間 24 時間 36 時間</p>		
<p>I. 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（高圧炉心スプレイ系母線を除く。） または 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</p>	<p>I1. 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措置を開始する。 および I2. 炉心変更を中止する。 および I3. 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 I4. 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。</p>	<p>速やかに 速やかに 速やかに 速やかに</p>		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※5：起動変圧器が通常負荷へ電源供給していない場合は、220kV送電線（第二島根原子力幹線）の電圧について確認する。</p> <p>※6：予備変圧器が通常負荷へ電源供給していない場合は、66kV送電線（鹿島支線）の電圧について確認する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(非常用ディーゼル発電機その1)</p> <p>第59条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ディーゼル発電機は、表59-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>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、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長(発電)は、定事検停止時に、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する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、次の事項を確認する。</p> <p>a. 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および周波数が表59-2に定める値であること、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1箇月に1回確認する。</p> <p>b. デイタンクレベルが表59-2に定める値であることを1箇月に1回確認する。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。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、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は、表59-3の措置を講じる。</p> <p>表59-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1213 1359 1354"> <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^{※1}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>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1491 1359 1617"> <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^{※2}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>※1：3台とは、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>※2：3台とは、A系、B系およびC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 ^{※1} 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 ^{※2} 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)</p> <p>第58条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、非常用ディーゼル発電機^{※1}は、表58-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>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、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長(発電)は、定事検停止時に、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する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、次の事項を確認する。</p> <p>a. 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および周波数が表58-2に定める値であること、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動作可能であることを1箇月に1回確認する。</p> <p>b. デイタンクレベルが表58-2に定める値であることを1箇月に1回確認する。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。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、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は、表58-3の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の非常用ディーゼル発電機およびデイタンクは、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</p> <p>表58-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1213 2591 1354"> <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^{※2}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>※2：3台とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1491 2591 1617"> <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^{※3}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>※3：3台とは、A系、B系およびC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 ^{※2} 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 ^{※3} 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)</p> <p>・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 ^{※1} 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 ^{※2} 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 ^{※2} 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 ^{※3} の非常用ディーゼル発電機が動作可能であること																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考																														
<p>表 5 9 - 2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系およびB系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>13.45m³以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>7.7m³以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系およびB系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	13.45m ³ 以上	高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	7.7m ³ 以上	<p>表 5 8 - 2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系およびB系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>13.45m³以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>7.7m³以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系およびB系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	13.45m ³ 以上	高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	7.7m ³ 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> <p>・記載の適正化</p>
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系およびB系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	13.45m ³ 以上																																			
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	7.7m ³ 以上																																			
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系およびB系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	13.45m ³ 以上																																			
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	7.7m ³ 以上																																			
<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系, B系およびC系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>1,960mm以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系, B系およびC系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	1,960mm以上	<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系, B系およびC系</td> <td>6.9±0.345kV以内</td> <td>60±1.2Hz以内</td> <td>1,960mm以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系, B系およびC系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	1,960mm以上									
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系, B系およびC系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	1,960mm以上																																			
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系, B系およびC系	6.9±0.345kV以内	60±1.2Hz以内	1,960mm以上																																			
<p>表 5 9 - 3</p> <p>1. 2号炉</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. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 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^{※3}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 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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> </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. 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 ^{※3} 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 速やかに	B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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	<p>表 5 8 - 3</p> <p>1. 2号炉</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. 非常用ディーゼル発電機1台が動作不能の場合</td> <td>A1. 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。^{※4}</td> <td>10日間 速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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> </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. 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。 ^{※4}	10日間 速やかに 速やかに	B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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													
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. 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 ^{※3} 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 速やかに																																				
B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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																																				
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. 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。 ^{※4}	10日間 速やかに 速やかに																																				
B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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																																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
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ディーゼル発電機を除く。） および 外部電源が1系列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。）	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復旧する。	12時間 12時間	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ディーゼル発電機を除く。） および 外部電源 ^{※5} が1系列 ^{※6} 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。）	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復旧する。	12時間 12時間	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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
D. 高圧炉心スプレイ系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動作可能である外部電源が1系列以下の場合	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0.78MPa[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 D3. 原子炉隔離時冷却系 ^{※3} について動作可能であることを確認する。	10日間 10日間 速やかに 速やかに	D. 高圧炉心スプレイ系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動作可能である外部電源 ^{※5} が1系列 ^{※6} 以下の場合	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0.78MPa[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 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。 ^{※4}	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. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	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. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
※3：原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上の場合に実施する。			※4：原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上の場合に実施する。			
			※5：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63条（所内電源系統その1）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。			
			※6：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数（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。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
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	
2. 3号炉			2. 3号炉			・記載の適正化
A. 非常用ディーゼル発電機 1台が動作不能の場合	A1. 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 ^{※4} 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 速やかに	A. 非常用ディーゼル発電機 1台が動作不能の場合	A1. 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 ^{※7} 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 速やかに	
B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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	B. 条件AのA1の措置（非常用ディーゼル発電機の復旧）が完了時間内に達成できない場合	B1. 残り2台の非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 および B2. 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 および 外部電源が1系列しか動作可能でない場合	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復旧する。	12時間 12時間	C. 非常用ディーゼル発電機 1台が動作不能の場合 および 外部電源が1系列しか動作可能でない場合	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復旧する。	12時間 12時間	
D. 条件A（A1.の措置を除く。）、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 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	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	D. 条件A（A1.の措置を除く。）、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 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	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	
※4：原子炉圧力が1.03MPa [gage] 以上の場合に実施する。			※7：原子炉圧力が1.03MPa [gage] 以上の場合に実施する。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(非常用ディーゼル発電機その2)</p> <p><u>第60条</u> 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は、<u>表60-1</u>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>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。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<u>第65条</u>(所内電源系統その2)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、次の事項を確認する。</p> <p>a. 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および周波数が<u>表60-2</u>に定める値であること、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1箇月に1回確認する。ただし、2号炉については、当該非常用交流高圧電源母線が66kV系から受電している場合においては、非常用ディーゼル発電機の並列の確認を除外する。</p> <p>b. デイタンクレベルが<u>表60-2</u>に定める値であることを1箇月に1回確認する。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。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、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は、<u>表60-3</u>の措置を講じる。</p>	<p>(非常用ディーゼル発電機その2)</p> <p><u>第59条</u> 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^{※1※2}は、<u>表59-1</u>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>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。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<u>第64条</u>(所内電源系統その2)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、次の事項を確認する。</p> <p>a. 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および周波数が<u>表59-2</u>に定める値であること、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1箇月に1回確認する。ただし、2号炉については、当該非常用交流高圧電源母線が66kV系から受電している場合においては、非常用ディーゼル発電機の並列の確認を除外する。</p> <p>b. デイタンクレベルが<u>表59-2</u>に定める値であることを1箇月に1回確認する。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。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が、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は、<u>表59-3</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(3号炉においてはC系)の非常用ディーゼル発電機をいう。</p> <p>※2：2号炉の非常用ディーゼル発電機およびデイタンクは、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</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><u>表60-1</u></p> <table border="1" data-bbox="154 1302 1362 1486"> <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><u>第65条</u>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を含め2台の非常用発電設備^{※1}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	<u>第65条</u> 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を含め2台の非常用発電設備 ^{※1} が動作可能であること	<p><u>表59-1</u></p> <table border="1" data-bbox="1386 1302 2597 1486"> <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><u>第64条</u>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を含め2台の非常用発電設備^{※3}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル発電機	<u>第64条</u> 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を含め2台の非常用発電設備 ^{※3} 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	<u>第65条</u> 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を含め2台の非常用発電設備 ^{※1} 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	<u>第64条</u> 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を含め2台の非常用発電設備 ^{※3} が動作可能であること									
<p>※1：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>	<p>※3：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>									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考																														
<p>表60-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系およびB系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>13.45m³以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>7.7m³以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45m ³ 以上	高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7m ³ 以上	<p>表59-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系およびB系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>13.45m³以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>7.7m³以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45m ³ 以上	高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7m ³ 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> <p>・記載の適正化</p>
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45m ³ 以上																																			
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7m ³ 以上																																			
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系およびB系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	13.45m ³ 以上																																			
高圧炉心スプレイ系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	7.7m ³ 以上																																			
<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系, B系およびC系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>1,960mm 以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系, B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上	<p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">非常用ディーゼル発電機</th> <th colspan="3">判定値</th> </tr> <tr> <th>電圧</th> <th>周波数</th> <th>デイトンクレベル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系, B系およびC系</td> <td>6.9±0.345kV 以内</td> <td>60±1.2Hz 以内</td> <td>1,960mm 以上</td> </tr> </tbody> </table>				非常用ディーゼル発電機	判定値			電圧	周波数	デイトンクレベル	A系, B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上									
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系, B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上																																			
非常用ディーゼル発電機	判定値																																					
	電圧	周波数	デイトンクレベル																																			
A系, B系およびC系	6.9±0.345kV 以内	60±1.2Hz 以内	1,960mm 以上																																			
<p>表60-3</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 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。 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. 原子炉棟内での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. 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>				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。 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. 原子炉棟内での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. 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>表59-3</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 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。 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. 原子炉棟内での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. 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>				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。 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. 原子炉棟内での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. 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							
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。 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. 原子炉棟内での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. 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																																				
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。 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. 原子炉棟内での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. 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																																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(非常用ディーゼル燃料油等)</p> <p><u>第61条</u> 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気は, <u>表61-1</u>に定める事項を運転上の制限とする。<u>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。</u></p> <p>2. 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気が, 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) 当直長は, 燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量, 潤滑油貯蔵量および起動用空気貯槽圧力が, <u>第59条</u>(非常用ディーゼル発電機その1) および<u>第60条</u>(非常用ディーゼル発電機その2)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>により1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気が, 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は, <u>表61-3</u>の措置を講じる。</p>	<p>(非常用ディーゼル燃料油等)</p> <p><u>第60条</u> <u>[2号炉]</u></p> <p>非常用ディーゼル燃料油^{※1}, 潤滑油, 起動用空気および燃料移送ポンプ^{※2}は, <u>表60-1</u>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油, 起動用空気および燃料移送ポンプ^{※2}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) 当直長は, 燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量, 潤滑油貯蔵量および起動用空気貯槽圧力が, <u>第58条</u>(非常用ディーゼル発電機その1) および<u>第59条</u>(非常用ディーゼル発電機その2)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60-2</u>により1箇月に1回確認する。</p> <p>(2) 当直長は, <u>第58条</u>(非常用ディーゼル発電機その1) および<u>第59条</u>(非常用ディーゼル発電機その2)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非常用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箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用ディーゼル燃料油, 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は, <u>表60-3</u>の措置を講じる。</p> <p>※1: 燃料貯蔵タンクは重大事故等対処設備を兼ねる。燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が必要量確保されていない場合は, <u>第65条</u>(65-12-6 燃料補給設備)の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2: 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。</p> <p><u>[3号炉]</u></p> <p>非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気は, <u>表60-1</u>に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気が, 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) 当直長は, 燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量, 潤滑油貯蔵量および起動用空気貯槽圧力が, <u>第58条</u>(非常用ディーゼル発電機その1) および<u>第59条</u>(非常用ディーゼル発電機その2)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60-2</u>により1箇月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は, 非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油または起動用空気が, 第1項に定める運転上の制</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考																																						
<p>表 6 1 - 1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気</td> <td>第 5 9 条および第 6 0 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</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限	非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気	第 5 9 条および第 6 0 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	<p>限を満足していないと判断した場合は, 表 6 0 - 3 の措置を講じる。</p> <p>表 6 0 - 1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気</td> <td>第 5 8 条および第 5 9 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</td> </tr> <tr> <td>燃料移送ポンプ</td> <td>第 5 8 条および第 5 9 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動作可能であること※³</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 3 : 必要な弁および配管を含む。</p> <p>2. 3号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気</td> <td>第 5 8 条および第 5 9 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</td> </tr> </tbody> </table>		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 5 8 条および第 5 9 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 5 8 条および第 5 9 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動作可能であること※ ³	項目	運転上の制限	非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気	第 5 8 条および第 5 9 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	<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																																									
非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気	第 5 9 条および第 6 0 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																																									
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 5 8 条および第 5 9 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 5 8 条および第 5 9 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動作可能であること※ ³																																									
項目	運転上の制限																																									
非常用ディーゼル燃料油, 潤滑油および起動用空気	第 5 8 条および第 5 9 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																																									
<p>表 6 1 - 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 rowspan="3">非常用ディーゼル発電機 A系およびB系</td> <td>燃料貯蔵量</td> <td>139.6m³以上</td> </tr> <tr> <td>潤滑油貯蔵量</td> <td>3.62m³以上</td> </tr> <tr> <td>起動用空気貯槽圧力(自動用)</td> <td>2.06MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系</td> <td>燃料貯蔵量</td> <td>159.5m³以上</td> </tr> <tr> <td>潤滑油貯蔵量</td> <td>3.58m³以上</td> </tr> <tr> <td>起動用空気貯槽圧力(自動用)</td> <td>0.83MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>		項目	判定値	非常用ディーゼル発電機 A系およびB系	燃料貯蔵量	139.6m ³ 以上	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系	燃料貯蔵量	159.5m ³ 以上	潤滑油貯蔵量	3.58m ³ 以上	起動用空気貯槽圧力(自動用)	0.83MPa[gage]以上	<p>表 6 0 - 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 rowspan="3">非常用ディーゼル発電機 A系</td> <td>燃料貯蔵量</td> <td>280m³以上</td> </tr> <tr> <td>潤滑油貯蔵量</td> <td>3.62m³以上</td> </tr> <tr> <td>起動用空気貯槽圧力(自動用)</td> <td>2.06MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非常用ディーゼル発電機 B系</td> <td>燃料貯蔵量</td> <td>281m³以上</td> </tr> <tr> <td>潤滑油貯蔵量</td> <td>3.62m³以上</td> </tr> <tr> <td>起動用空気貯槽圧力(自動用)</td> <td>2.06MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系</td> <td>燃料貯蔵量</td> <td>160m³以上</td> </tr> <tr> <td>潤滑油貯蔵量</td> <td>3.58m³以上</td> </tr> <tr> <td>起動用空気貯槽圧力(自動用)</td> <td>0.83MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>		項目	判定値	非常用ディーゼル発電機 A系	燃料貯蔵量	280m ³ 以上	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上	非常用ディーゼル発電機 B系	燃料貯蔵量	281m ³ 以上	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系	燃料貯蔵量	160m ³ 以上	潤滑油貯蔵量	3.58m ³ 以上	起動用空気貯槽圧力(自動用)	0.83MPa[gage]以上
項目	判定値																																									
非常用ディーゼル発電機 A系およびB系	燃料貯蔵量	139.6m ³ 以上																																								
	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上																																								
	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上																																								
非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系	燃料貯蔵量	159.5m ³ 以上																																								
	潤滑油貯蔵量	3.58m ³ 以上																																								
	起動用空気貯槽圧力(自動用)	0.83MPa[gage]以上																																								
項目	判定値																																									
非常用ディーゼル発電機 A系	燃料貯蔵量	280m ³ 以上																																								
	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上																																								
	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上																																								
非常用ディーゼル発電機 B系	燃料貯蔵量	281m ³ 以上																																								
	潤滑油貯蔵量	3.62m ³ 以上																																								
	起動用空気貯槽圧力(自動用)	2.06MPa[gage]以上																																								
非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系	燃料貯蔵量	160m ³ 以上																																								
	潤滑油貯蔵量	3.58m ³ 以上																																								
	起動用空気貯槽圧力(自動用)	0.83MPa[gage]以上																																								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
2. 3号炉			2. 3号炉			
項 目		判定値	項 目		判定値	
軽油貯蔵タンク (A) / (B) レベル		6,630mm 以上	軽油貯蔵タンク (A) / (B) レベル		6,630 mm以上	・記載の適正化
非常用ディーゼル発電機 A系, B系およびC系	潤滑油補給タンクレベル	520mm 以上	非常用ディーゼル発電機 A系, B系およびC系	潤滑油補給タンクレベル	520mm 以上	
	起動用空気貯槽圧力 (自動用)	2.2MPa[gage] 以上		起動用空気貯槽圧力 (自動用)	2.2MPa[gage] 以上	
表 6 1 - 3			表 6 0 - 3			
1. 2号炉			1. 2号炉			
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. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 1 基以上の燃料貯蔵量が表 6 1 - 2 を満足しない場合	A1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間	A. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の燃料貯蔵量が表 6 0 - 2 を満足しない場合	A1. 表 6 0 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間	
B. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の潤滑油貯蔵量が表 6 1 - 2 を満足しない場合	B1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	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 台以上の起動用空気貯槽圧力が表 6 1 - 2 を満足しない場合	C1. 表 6 1 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間	C. 非常用ディーゼル発電機 1 台以上の潤滑油貯蔵量が表 6 0 - 2 を満足しない場合	C1. 表 6 0 - 2 の判定値内に復旧する。	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。	速やかに	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 6 0 - 2 を満足しない場合	D1. 表 6 0 - 2 の判定値内に復旧する。	2 日間	
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	E. 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	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	
			F. 条件 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	F1. 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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
2. 3号炉			2. 3号炉			
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. 非常用ディーゼル発電機軽油貯蔵タンク1基以上の軽油貯蔵タンクレベルが表6-1-2を満足しない場合	A1. 表6-1-2の判定値以内に復旧する。	2日間	A. 非常用ディーゼル発電機軽油貯蔵タンク1基以上の軽油貯蔵タンクレベルが表6-0-2を満足しない場合	A1. 表6-0-2の判定値以内に復旧する。	2日間	
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油補給タンクレベルが表6-1-2を満足しない場合	B1. 表6-1-2の判定値以内に復旧する。	2日間	B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油補給タンクレベルが表6-0-2を満足しない場合	B1. 表6-0-2の判定値以内に復旧する。	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6-1-2を満足しない場合	C1. 表6-1-2の判定値以内に復旧する。	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6-0-2を満足しない場合	C1. 表6-0-2の判定値以内に復旧する。	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 ^{※1} を動作不能とみなす。	速やかに	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 ^{※4} 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	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	
<p>※1：当該非常用ディーゼル発電機とは、当該軽油貯蔵タンクより燃料油を供給される非常用ディーゼル発電機をいう。</p>			<p>※4：当該非常用ディーゼル発電機とは、当該軽油貯蔵タンクより燃料油を供給される非常用ディーゼル発電機をいう。</p>			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(直流電源その1)</p> <p>第62条 原子炉の状態が、運転、起動および高温停止において、直流電源は、表62-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が、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、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長(電気)および課長(3号電気)は、定事検停止時に、直流電源(蓄電池および充電器^{※1})の機能を確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、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113.4V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が、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は、表62-2の措置を講じる。</p> <p>※1：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。以下、第63条(直流電源その2)において同じ。</p> <p>表62-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1396 1362 1491"> <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>3系列^{※2}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1581 1362 1675"> <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>4系列^{※3}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：3系列とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>※3：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。</p>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列 ^{※2} が動作可能であること	項目	運転上の制限	直流電源	4系列 ^{※3} が動作可能であること	<p>(直流電源その1)</p> <p>第61条 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^{※1}は、表61-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が、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、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 課長(電気)および課長(3号電気)は、定事検停止時に、直流電源(蓄電池および充電器^{※2})の機能を確認し、その結果を課長(発電)に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、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表61-2に定める値であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が、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は、表61-3の措置を講じる。</p> <p>※1：2号炉の直流電源A系(A-115V系蓄電池およびA-原子炉中性子計装用蓄電池)、B系(B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびB-原子炉中性子計装用蓄電池)は、重大事故等対処設備を兼ねる。直流電源B系(B-原子炉中性子計装用蓄電池を除く。)が動作不能時は、第65条(65-12-3 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)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の直流電源高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系蓄電池)は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。以下、第62条(直流電源その2)において同じ。</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。以下、第62条(直流電源その2)において同じ。</p> <p>表61-1</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1396 2594 1491"> <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>3系列^{※3}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1581 2594 1675"> <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>4系列^{※4}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：3系列とは、A系(A-115V系蓄電池およびA-原子炉中性子計装用蓄電池)、B系(B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびB-原子炉中性子計装用蓄電池)および高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系蓄電池)をいう。</p> <p>※4：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。</p>	項目	運転上の制限	直流電源	3系列 ^{※3} が動作可能であること	項目	運転上の制限	直流電源	4系列 ^{※4} 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 ^{※2} が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
直流電源	4系列 ^{※3} が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
直流電源	3系列 ^{※3} が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
直流電源	4系列 ^{※4} が動作可能であること																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																														
	<p>表 6 1 - 2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1389 317 2602 779"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>蓄電池</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A系 (区分Ⅰ)</td> <td>A-115V系蓄電池</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>A-原子炉中性子計装用蓄電池</td> <td>±25.2V以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">B系 (区分Ⅱ)</td> <td>B-115V系蓄電池</td> <td>115V以上</td> </tr> <tr> <td>B1-115V系蓄電池(SA)</td> <td>115V以上</td> </tr> <tr> <td>230V系蓄電池(RCIC)</td> <td>230V以上</td> </tr> <tr> <td>B-原子炉中性子計装用蓄電池</td> <td>±25.2V以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系 (区分Ⅲ)</td> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>113.4V以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1389 869 2602 1142"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> </tbody> </table>	系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧	A系 (区分Ⅰ)	A-115V系蓄電池	113.4V以上	A-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上	B系 (区分Ⅱ)	B-115V系蓄電池	115V以上	B1-115V系蓄電池(SA)	115V以上	230V系蓄電池(RCIC)	230V以上	B-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上	高圧炉心スプレイ系 (区分Ⅲ)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	113.4V以上	系列	浮動充電時の蓄電池電圧	A系	113.4V以上	B系	113.4V以上	C系	113.4V以上	D系	113.4V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> <p>・記載の適正化</p>
系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧																														
A系 (区分Ⅰ)	A-115V系蓄電池	113.4V以上																														
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上																														
B系 (区分Ⅱ)	B-115V系蓄電池	115V以上																														
	B1-115V系蓄電池(SA)	115V以上																														
	230V系蓄電池(RCIC)	230V以上																														
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上																														
高圧炉心スプレイ系 (区分Ⅲ)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	113.4V以上																														
系列	浮動充電時の蓄電池電圧																															
A系	113.4V以上																															
B系	113.4V以上																															
C系	113.4V以上																															
D系	113.4V以上																															
<p>表 6 2 - 2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="154 1293 1362 1793"> <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. 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>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. 当該の直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>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. 高温停止にする。および</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>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. 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. 当該の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. 高温停止にする。および	24時間	C2. 冷温停止にする。	36時間	<p>表 6 1 - 3</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1389 1278 2602 1782"> <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. 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>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. 当該の直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>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. 高温停止にする。および</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>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. 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. 当該の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. 高温停止にする。および	24時間	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. 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. 当該の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. 高温停止にする。および	24時間																														
	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. 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. 当該の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. 高温停止にする。および	24時間																														
	C2. 冷温停止にする。	36時間																														

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
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	
2. 3号炉			2. 3号炉			
A. 直流電源D系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。	30日間 速やかに	A. 直流電源D系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。	30日間 速やかに	
B. 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池または充電器が動作不能の場合または 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池または充電器および直流電源D系の蓄電池または充電器が動作不能の場合	B1. 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 B2. 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(A系, B系, C系)の蓄電池または充電器が動作不能の場合または 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池または充電器および直流電源D系の蓄電池または充電器が動作不能の場合	B1. 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 B2. 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	
C. 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	C1. 当該直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 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	C1. 当該直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	
D. 条件A, BまたはCで要求される措置を完了時間内で達成できない場合	D1. 高温停止にする。および D2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	D. 条件A, BまたはCで要求される措置を完了時間内で達成できない場合	D1. 高温停止にする。および D2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(直流電源その2) 第63条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、直流電源は、表63-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が、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。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第65条(所内電源系統その2)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について、浮動充電時の蓄電池電圧が113.4V以上であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が、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は、表63-2の措置を講じる。</p> <p>表63-1</p> <table border="1" data-bbox="154 814 1362 919"> <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>第65条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	第65条で要求される直流電源が動作可能であること	<p>(直流電源その2) 第62条 原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、直流電源は、表62-1に定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 直流電源が、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。 (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、第64条(所内電源系統その2)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について、浮動充電時の蓄電池電圧が表62-2に定める値であることを1週間に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、直流電源が、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は、表62-3の措置を講じる。</p> <p>表62-1</p> <table border="1" data-bbox="1386 814 2594 919"> <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>第64条で要求される直流電源が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表62-2</p> <p>1. 2号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1052 2594 1419"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>蓄電池</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A系 (I系)</td> <td>A-115V系蓄電池</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>A-原子炉中性子計装用蓄電池</td> <td>±25.2V以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B系 (II系)</td> <td>B-115V系蓄電池</td> <td>115V以上</td> </tr> <tr> <td>B-原子炉中性子計装用蓄電池</td> <td>±25.2V以上</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系 (III系)</td> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>113.4V以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1386 1514 2594 1787"> <thead> <tr> <th>系列</th> <th>浮動充電時の蓄電池電圧</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>113.4V以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	直流電源	第64条で要求される直流電源が動作可能であること	系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧	A系 (I系)	A-115V系蓄電池	113.4V以上	A-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上	B系 (II系)	B-115V系蓄電池	115V以上	B-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上	高圧炉心スプレイ系 (III系)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	113.4V以上	系列	浮動充電時の蓄電池電圧	A系	113.4V以上	B系	113.4V以上	C系	113.4V以上	D系	113.4V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> <p>・記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																			
直流電源	第65条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	第64条で要求される直流電源が動作可能であること																																			
系列	蓄電池	浮動充電時の蓄電池電圧																																		
A系 (I系)	A-115V系蓄電池	113.4V以上																																		
	A-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上																																		
B系 (II系)	B-115V系蓄電池	115V以上																																		
	B-原子炉中性子計装用蓄電池	±25.2V以上																																		
高圧炉心スプレイ系 (III系)	高圧炉心スプレイ系蓄電池	113.4V以上																																		
系列	浮動充電時の蓄電池電圧																																			
A系	113.4V以上																																			
B系	113.4V以上																																			
C系	113.4V以上																																			
D系	113.4V以上																																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 6 3 - 2			表 6 2 - 3			・記載の適正化
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. 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. 原子炉棟内での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 速やかに 速やかに 速やかに	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. 原子炉棟内での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 速やかに 速やかに 速やかに	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前		変更後		備考																														
<p>(所内電源系統その1)</p> <p>第64条 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、表64-1に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停電時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が、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) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、表64-1に定める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。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が、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は、表64-2の措置を講じる。</p> <p>表64-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">運転上の制限 (受電されている系列数)</th> </tr> <tr> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1) 非常用交流高圧電源母線</td> <td>3系列^{※2}</td> <td>3系列^{※3}</td> </tr> <tr> <td>(2) 直流電源母線</td> <td>3系列^{※2}</td> <td>4系列^{※4}</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉保護系母線^{※5}</td> <td>2系列^{※1}</td> <td>4系列^{※4}</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限 (受電されている系列数)		2号炉	3号炉	所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線	3系列 ^{※2}	3系列 ^{※3}	(2) 直流電源母線	3系列 ^{※2}	4系列 ^{※4}	(3) 原子炉保護系母線 ^{※5}	2系列 ^{※1}	4系列 ^{※4}	<p>(所内電源系統その1)</p> <p>第63条 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、表63-1に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停電時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が、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) 当直長は、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。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が、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は、表63-2の措置を講じる。</p> <p>表63-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">運転上の制限 (受電されている系列数)</th> </tr> <tr> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">所内電源系統</td> <td>(1) 非常用交流高圧電源母線^{※1}</td> <td>3系列^{※4}</td> <td>3系列^{※5}</td> </tr> <tr> <td>(2) 直流電源母線^{※2}</td> <td>3系列^{※4}</td> <td>4系列^{※6}</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉保護系母線^{※3}</td> <td>2系列^{※7}</td> <td>4系列^{※6}</td> </tr> </tbody> </table>		項目	運転上の制限 (受電されている系列数)		2号炉	3号炉	所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線 ^{※1}	3系列 ^{※4}	3系列 ^{※5}	(2) 直流電源母線 ^{※2}	3系列 ^{※4}	4系列 ^{※6}	(3) 原子炉保護系母線 ^{※3}	2系列 ^{※7}	4系列 ^{※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 (受電されている系列数)																																	
	2号炉	3号炉																																
所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線	3系列 ^{※2}	3系列 ^{※3}																															
	(2) 直流電源母線	3系列 ^{※2}	4系列 ^{※4}																															
	(3) 原子炉保護系母線 ^{※5}	2系列 ^{※1}	4系列 ^{※4}																															
項目	運転上の制限 (受電されている系列数)																																	
	2号炉	3号炉																																
所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線 ^{※1}	3系列 ^{※4}	3系列 ^{※5}																															
	(2) 直流電源母線 ^{※2}	3系列 ^{※4}	4系列 ^{※6}																															
	(3) 原子炉保護系母線 ^{※3}	2系列 ^{※7}	4系列 ^{※6}																															
<p>※1：2系列とは、A系およびB系をいう。</p> <p>※2：3系列とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>※3：3系列とは、A系、B系およびC系をいう。</p> <p>※4：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。</p> <p>※5：3号炉については、「計装用無停電交流電源母線」と読みかえる。以下同じ。</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65条(65-12-5 代替所内電気設備)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の非常用交流高圧電源母線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。</p> <p>※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。直流電源母線B系の動作不能時は、第65条(65-12-3 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)の運転上の制限も確認する。また、2号炉の直流電源母線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。</p> <p>※3：3号炉については、「計装用無停電交流電源母線」と読みかえる。以下同じ。</p> <p>※4：3系列とは、A系、B系および高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>※5：3系列とは、A系、B系およびC系をいう。</p> <p>※6：4系列とは、A系、B系、C系およびD系をいう。</p> <p>※7：2系列とは、A系およびB系をいう。</p>																																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 6 4 - 2 1. 2号炉			表 6 3 - 2 1. 2号炉			・記載の適正化
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. 非常用交流高圧電源母線 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	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	A. 非常用交流高圧電源母線 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	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. 原子炉保護系母線 1 系列が電源喪失の場合	B1. 原子炉保護系母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間	B. 原子炉保護系母線 1 系列が電源喪失の場合	B1. 原子炉保護系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 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	C1. 直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 1 系列が電源喪失（高圧炉心スプレイ系母線を除く。）の場合	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	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. 高温停止にする。 および E2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 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。	2 4 時間 3 6 時間	
F. 表 6 4 - 1 に定める母線のうち 2 系列以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	F. 表 6 3 - 1 に定める母線のうち 2 系列以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
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	
2. 3号炉			2. 3号炉			
A. 非常用交流高圧電源母線1系列が電源喪失の場合	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	A. 非常用交流高圧電源母線1系列が電源喪失の場合	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. 計装用無停電交流電源母線1系列が電源喪失の場合	B1. 計装用無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	B. 計装用無停電交流電源母線1系列が電源喪失の場合	B1. 計装用無停電交流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	
C. 計装用無停電交流電源母線の2系列が電源喪失の場合	C1. 少なくとも1つの計装用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. 計装用無停電交流電源母線の2系列が電源喪失の場合	C1. 少なくとも1つの計装用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	
D. 直流電源母線D系が電源喪失の場合	D1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	D. 直流電源母線D系が電源喪失の場合	D1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	3日間	
E. 直流電源母線の1系列(A, B, C系)が電源喪失の場合 または 直流電源母線の1系列(A, B, C系)および直流電源母線D系が電源喪失の場合	E1. 直流電源母線1系列(A, B, C系)を受電可能な状態に復旧する。	2時間	E. 直流電源母線の1系列(A, B, C系)が電源喪失の場合 または 直流電源母線の1系列(A, B, C系)および直流電源母線D系が電源喪失の場合	E1. 直流電源母線1系列(A, B, C系)を受電可能な状態に復旧する。	2時間	
F. 条件A, 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	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	F. 条件A, 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	F1. 高温停止にする。 および F2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
G. 非常用交流高圧電源母線2系列以上 または 計装用無停電交流電源母線3系列以上 または 直流電源母線2系列(A, B, C系)以上 が電源喪失の場合	G1. 高温停止にする。 および G2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	G. 非常用交流高圧電源母線2系列以上 または 計装用無停電交流電源母線3系列以上 または 直流電源母線2系列(A, B, C系)以上 が電源喪失の場合	G1. 高温停止にする。 および G2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(所内電源系統その2) <u>第65条</u> 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、<u>表65-1</u>に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停電時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が、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) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<u>第27条</u>^{※1} (計測および制御設備)、<u>第35条</u> (残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)、<u>第36条</u> (残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3) および<u>第40条</u> (非常用炉心冷却系その2) 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原子炉保護系母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>※1 : 3号炉については、「<u>第27条の2</u>」と読みかえる。以下同じ。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が、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は、<u>表65-2</u>の措置を講じる。</p>	<p>(所内電源系統その2) <u>第64条</u> 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、<u>表64-1</u>に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停電時を除く。</p> <p>2. 所内電源系統が、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) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止および燃料交換において、<u>第27条</u>^{※1} (計測および制御設備)、<u>第35条</u> (残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその2)、<u>第36条</u> (残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその3) および<u>第40条</u> (非常用炉心冷却系その2) 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原子炉保護系母線が受電されていることを1週間に1回確認する。</p> <p>※1 : 3号炉については、「<u>第27条の2</u>」と読みかえる。以下同じ。</p> <p>3. 当直長は、所内電源系統が、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は、<u>表64-2</u>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><u>表65-1</u></p> <table border="1" data-bbox="154 1039 1350 1218"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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原子炉保護系母線が受電されていること</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原子炉保護系母線が受電されていること	<p><u>表64-1</u></p> <table border="1" data-bbox="1386 1039 2597 1218"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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^{※2}、直流電源母線^{※3}および原子炉保護系母線が受電されていること</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 ^{※2} 、直流電源母線 ^{※3} および原子炉保護系母線が受電されていること	
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原子炉保護系母線が受電されていること									
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 ^{※2} 、直流電源母線 ^{※3} および原子炉保護系母線が受電されていること									
	<p>※2 : 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、<u>第65条(65-12-5 代替所内電気設備)</u>の運転上の制限も確認する。また、2号炉の非常用交流高圧電源母線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。</p> <p>※3 : 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。直流電源母線B系の動作不能時は、<u>第65条(65-12-3 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)</u>の運転上の制限も確認する。また、2号炉の直流電源母線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。</p>									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備考
表 6 5 - 2			表 6 4 - 2			・記載の適正化
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. 要求される非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線または直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を受電可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	A. 要求される非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線または直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を受電可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	
	および A2. 炉心変更を中止する。	速やかに		および A2. 炉心変更を中止する。	速やかに	
	および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに		および A3. 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	
	および A4. 要求される残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作不能とみなす。	速やかに		および A4. 要求される残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを動作不能とみなす。	速やかに	
	および 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		および 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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p>(重大事故等対処設備) 〔2号炉〕 第65条 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65-1から表65-19で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>(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 (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 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (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 (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 (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (7) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 (8) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備 (9) 燃料プールの冷却等のための設備 (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 (11) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (12) 電源設備 (13) 計装設備 (14) 運転員が中央制御室にとどまるための設備 (15) 監視測定設備 (16) 緊急時対策所 (17) 通信連絡を行うために必要な設備 (18) アクセスルートの確保 (19) 大量送水車</p> <p>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。 (1) 各課長または当直長は、原子炉の状態に応じて表65-1から表65-19の確認事項を実施する。各課長は、その結果を課長（発電）に通知する。</p> <p>3. 各課長または当直長は、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65-1から表65-19の措置を講じる。</p> <p>※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p>表 6 5 - 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 6 5 - 1 - 1 A T W S 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="1403 380 2585 531"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 380 1819 432">項目</th> <th data-bbox="1819 380 2585 432">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 432 1819 531">A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</td> <td data-bbox="1819 432 2585 531">A T W S 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="1403 579 2585 827"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 579 1650 674">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 579 2119 674">要素</th> <th data-bbox="2119 579 2585 674">動作可能であるべき チャンネル数 (論理※3毎)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 674 1650 747" rowspan="2">運転 起動</td> <td data-bbox="1650 674 2119 747">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="2119 674 2585 747">2※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1650 747 2119 827">原子炉水位低 (L 2)</td> <td data-bbox="2119 747 2585 827">2※4</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 873 2585 1062"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 873 1650 968">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1650 873 2119 968">要素</th> <th data-bbox="2119 873 2585 968">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 968 1650 1062">運転 起動</td> <td data-bbox="1650 968 2119 1062">手動 A R I</td> <td data-bbox="2119 968 2585 1062">2※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : A系およびB系のARI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見なさない。</p> <p>※3 : 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。</p> <p>※4 : チャンネルAまたはチャンネルBのうち1チャンネル、チャンネルCまたはチャンネルDのうち1チャンネルの計2チャンネルをいう。</p> <p>※5 : A系およびB系それぞれ1個の計2個をいう。</p>	項目	運転上の制限	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	A T W S 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 (論理※3毎)	運転 起動	原子炉圧力高	2※4	原子炉水位低 (L 2)	2※4	適用される 原子炉の状態	要素	所要数	運転 起動	手動 A R I	2※5	<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																			
A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	A T W S 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 (論理※3毎)																		
運転 起動	原子炉圧力高	2※4																		
	原子炉水位低 (L 2)	2※4																		
適用される 原子炉の状態	要素	所要数																		
運転 起動	手動 A R I	2※5																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	(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. 代替制御棒挿入機能	
	二	機能を <u>確認する</u> ※ ⁶ 。	定事検 停止時	課長（計装）	2. 原子炉圧力高	
	7.41MPa [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※ ⁷ 。	1箇月 に1回	当直長	チャンネル校正を実施する※ ⁸ 。	
		論理回路機能を <u>確認する</u> ※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）	3. 原子炉水位低（L2）	
3. 原子炉水位低（L2）	112cm 下方以上（気水分離器下端より）	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※ ⁷ 。	1箇月 に1回	当直長	チャンネル校正を実施する※ ⁸ 。	
		論理回路機能を <u>確認する</u> ※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）	4. 手動ARI	
	二	論理回路機能を <u>確認する</u> ※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
※6：機能の確認は、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。						
※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。						
※8：チャンネル校正とは、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。						
※9：論理回路機能の確認は、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見なすことができる。						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 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 手動ARIが動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※11} 。および A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間 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. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
	※10：ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチおよびほう酸水注入系をいう。			
	※11：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）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ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。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p>65-1-2 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 348 2585 499"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 348 1819 394">項目</th> <th data-bbox="1819 348 2585 394">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 394 1819 499">ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</td> <td data-bbox="1819 394 2585 499">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※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 537 2585 814"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 537 1641 646">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 537 2119 646">要素</th> <th data-bbox="2119 537 2585 646">動作可能であるべきチャンネル数（論理※3毎）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 646 1641 726" rowspan="2">運転 起動</td> <td data-bbox="1641 646 2119 726">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="2119 646 2585 726">2※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 726 2119 814">原子炉水位低（L2）</td> <td data-bbox="2119 726 2585 814">2※4</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 852 2585 1075"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 852 1641 961">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 852 2119 961">要素</th> <th data-bbox="2119 852 2585 961">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 961 1641 1075">運転 起動</td> <td data-bbox="1641 961 2119 1075">原子炉再循環ポンプトリップ遮断器 手動動作</td> <td data-bbox="2119 961 2585 1075">2※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉再循環ポンプトリップ遮断器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見なさない。</p> <p>※3：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。</p> <p>※4：チャンネルAまたはチャンネルBのうち1チャンネル、チャンネルCまたはチャンネルDのうち1チャンネルの計2チャンネルをいう。</p> <p>※5：A系2個のうち1個、B系2個のうち1個の計2個をいう。</p>	項目	運転上の制限	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（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※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（論理※3毎）	運転 起動	原子炉圧力高	2※4	原子炉水位低（L2）	2※4	適用される原子炉の状態	要素	所要数	運転 起動	原子炉再循環ポンプトリップ遮断器 手動動作	2※5	<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（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	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※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（論理※3毎）																		
運転 起動	原子炉圧力高	2※4																		
	原子炉水位低（L2）	2※4																		
適用される原子炉の状態	要素	所要数																		
運転 起動	原子炉再循環ポンプトリップ遮断器 手動動作	2※5																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	(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（新規制基準の施行に伴う変更）
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※ ⁶ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
2. 原子炉圧力高	7.41MPa[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※ ⁷ 。	1箇月 に1回	当直長		
		チャンネル校正を実施する※ ⁸ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
		論理回路機能を確認する※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
3. 原子炉水位低（L2）	112cm 下方以上 （気水分離器下端より）	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※ ⁷ 。	1箇月 に1回	当直長		
		チャンネル校正を実施する※ ⁸ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
		論理回路機能を確認する※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
4. 原子炉再循環ポンプトリップ遮断器手動スイッチ	二	論理回路機能を確認する※ ⁹ 。	定事検 停止時	課長（計装）		
※6：機能の確認は、論理回路の出力段の信号により、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器が動作することを確認することをいう。						
※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。						
※8：チャンネル校正とは、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。						
※9：論理回路機能の確認は、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見なすことができる。						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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 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遮断器手動スイッチによる停止ができない場合	要求される措置 A1. 当直長は、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 ^{※11} 。および A2. 当直長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	完了時間 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. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
	※10：A TWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。 ※11：「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。			

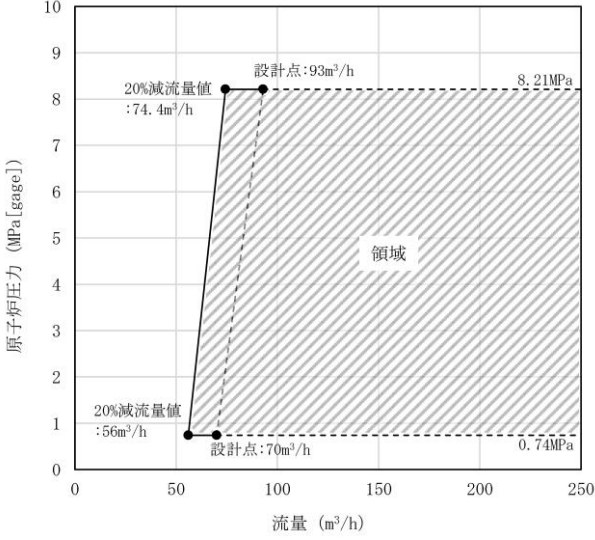
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																				
(なし)	<p>表 6 5 - 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 6 5 - 2 - 1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 411 2588 550"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧原子炉代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)</td> <td>高圧原子炉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="1400 596 2588 995"> <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 (原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上 の場合)</td> <td>高圧原子炉代替注水ポンプ</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>サプレッションチェンバ</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。 ※2：原子炉隔離時冷却系の起動準備中および原子炉隔離時冷却系の運転中は、高圧原子炉代替注水系の動作不能とはみなさない。 ※3：当該系統が動作不能時は、第41条（原子炉隔離時冷却系〔2号炉〕）の運転上の制限も確認する。 ※4：第46条（サプレッションチェンバの水位）において運転上の制限等を定める。 ※5：第65条（65-12-2 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。 ※6：第65条（65-12-4 可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。 ※7：第65条（65-12-1 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。 ※8：第65条（65-12-3 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）において運転上の制限等を定める。</p>	項 目	運転上の制限	高圧原子炉代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧原子炉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 0.74MPa[gage]以上 の場合)	高圧原子炉代替注水ポンプ	1台	サプレッションチェンバ	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	可搬型直流電源設備	※6	常設代替交流電源設備	※7	常設代替直流電源設備	※8	<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																					
高圧原子炉代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧原子炉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 0.74MPa[gage]以上 の場合)	高圧原子炉代替注水ポンプ	1台																				
	サプレッションチェンバ	※4																				
	可搬型代替交流電源設備	※5																				
	可搬型直流電源設備	※6																				
	常設代替交流電源設備	※7																				
	常設代替直流電源設備	※8																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 高圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認※ ⁹ 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。	定事検停止時に1回	課長(原子炉)		
2. 高圧原子炉代替注水系における注入弁が開することおよびタービン蒸気入口弁が動作可能（中操全閉）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。	定事検停止時に1回	当直長		
3. 原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上において、高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図6-5-2-1に定める領域内に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	当直長		
4. 高圧原子炉代替注水系における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	当直長		
5. 原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上において、高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図6-5-2-1に定める領域内に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箇月に1回	当直長		
6. 原子炉圧力が0.98MPa[gage]以上において、高圧原子炉代替注水系における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。	1箇月に1回	当直長		
※9：所内蒸気圧力を原子炉圧力0.74MPa[gage]相当※ ¹⁰ に調整して確認する。				
※10：高圧原子炉代替注水系のタービン入口圧力を当該圧力相当とした場合の所内蒸気圧力をいう。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考												
	<p data-bbox="1389 237 1552 268">図 6 5 - 2 - 1</p>  <p data-bbox="1403 821 1665 852">(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1403 856 2585 1671"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 856 1685 905">条 件</th> <th data-bbox="1685 856 2347 905">要求される措置</th> <th data-bbox="2347 856 2585 905">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 905 1685 1266">A. 高圧原子炉代替注水系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1685 905 2347 1266"> A1. 当直長は、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、その他設備^{※11}が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故対処設備^{※12}が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td data-bbox="2347 905 2585 1266"> 速やかに 3日間 30日間 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1266 1685 1493">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="1685 1266 2347 1493"> B1. 当直長は、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、その他設備^{※11}が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td data-bbox="2347 1266 2585 1493"> 速やかに 3日間 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1493 1685 1671">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="1685 1493 2347 1671"> C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、原子炉圧力を 0.74MPa [gage] 未満にする。 </td> <td data-bbox="2347 1493 2585 1671"> 24時間 36時間 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1389 1682 2585 1713">※11：高圧炉心スプレイ系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 data-bbox="1389 1724 1783 1755">※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. 高圧原子炉代替注水系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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、その他設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故対処設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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. 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	B1. 当直長は、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、その他設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、原子炉圧力を 0.74MPa [gage] 未満にする。	24時間 36時間	<p data-bbox="2629 237 2819 537">・原子力規制委員会設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. 高圧原子炉代替注水系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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、その他設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故対処設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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. 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	B1. 当直長は、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、その他設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間												
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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、原子炉圧力を 0.74MPa [gage] 未満にする。	24時間 36時間												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
(なし)	<p>65-2-2 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 363 2591 548"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）</td> <td>原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 674 2591 1089"> <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（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>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0.74MPa[gage]以上）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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1397 1178 2591 1795"> <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. 高圧原子炉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>A1. 当直長は、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。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>および A2. 当直長は、高圧原子炉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。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>および A3. 当直長は、高圧原子炉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>30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. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>および B2. 当直長は、原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。</td> <td>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	高圧原子炉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0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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箇月に1回	当直長	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0.74MPa[gage]以上）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箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時間	A. 高圧原子炉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. 当直長は、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。	速やかに	および A2. 当直長は、高圧原子炉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。	3日間	および A3. 当直長は、高圧原子炉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。	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. 当直長は、高温停止にする。	24時間	および B2. 当直長は、原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。	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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																													
高圧原子炉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0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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0.74MPa[gage]以上）において、高圧原子炉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箇月に1回	当直長																												
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0.74MPa[gage]以上）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箇月に1回	当直長																												
条件	要求される措置	完了時間																												
A. 高圧原子炉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. 当直長は、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。	速やかに																												
	および A2. 当直長は、高圧原子炉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。	3日間																												
	および A3. 当直長は、高圧原子炉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。	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. 当直長は、高温停止にする。	24時間																												
	および B2. 当直長は、原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。	36時間																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(なし)</p>	<p>65-2-3 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="1400 363 2588 506"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 363 1816 411">項目</th> <th data-bbox="1816 363 2588 411">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 411 1816 506">ほう酸水注入系 (重大事故等対処設備)</td> <td data-bbox="1816 411 2588 506">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="1400 552 2588 848"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 552 1694 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 552 2368 642">設備</th> <th data-bbox="2368 552 2588 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 642 1694 693" rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 642 2368 693">ほう酸水注入系注入ポンプ</td> <td data-bbox="2368 642 2588 693">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 693 2368 743">ほう酸水注入系貯蔵タンク</td> <td data-bbox="2368 693 2588 743">1基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 743 2368 793">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2368 743 2588 793">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 793 2368 848">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 793 2588 848">※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：第65条（65-12-5 代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。 ※4：第65条（65-12-1 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="1400 1119 2588 1619"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 1119 2119 1169">項目</th> <th data-bbox="2119 1119 2401 1169">頻度</th> <th data-bbox="2401 1119 2588 1169">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 1169 2119 1260">1. 定事検停止時に、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[gage]以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1169 2401 1260">定事検停止時</td> <td data-bbox="2401 1169 2588 1260">課長 (第一発電)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1260 2119 1392">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溶液量および温度が図24-1、2の範囲内にあることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1260 2401 1392">毎日1回</td> <td data-bbox="2401 1260 2588 1392">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1392 2119 1619">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[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="2119 1392 2401 1619">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1392 2588 1619">当直長</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	ほう酸水注入系注入ポンプ	1台	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基	代替所内電気設備	※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、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 (第一発電)	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溶液量および温度が図24-1、2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[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箇月に1回	当直長	<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	ほう酸水注入系注入ポンプ	1台																												
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基																												
	代替所内電気設備	※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、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 (第一発電)																												
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溶液量および温度が図24-1、2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	当直長																												
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が11.04MPa[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箇月に1回	当直長																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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）
条 件	要求される措置	完了時間		
A. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図24-1, 2の範囲内でない場合	A1. 当直長は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度を図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の場合	B1. 1. 当直長は、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 ^{※5} 。 または B1. 2. 当直長は、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、その他設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
※5：原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合。				
※6：高圧炉心スプレイ系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。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																							
(なし)	<p>表65-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 65-3-1 代替自動減圧機能</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 380 2585 617"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 380 1816 436">項目</th> <th data-bbox="1816 380 2585 436">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 436 1816 617" style="text-align: center;">代替自動減圧機能</td> <td data-bbox="1816 436 2585 617"> (1) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が動作可能であること^{※1} (2) 自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であること </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 657 2585 936"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 657 1641 753">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 657 2119 753">要素</th> <th data-bbox="2119 657 2585 753">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="1403 753 1641 831" style="text-align: center;">運転</td> <td data-bbox="1641 753 2119 831">原子炉水位低(L1)^{※3}</td> <td data-bbox="2119 753 2585 831" style="text-align: center;">2^{※4}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 831 1641 936" style="text-align: center;">起動^{※2} 高温停止^{※2}</td> <td data-bbox="1641 831 2119 936">残留熱除去系ポンプまたは 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中^{※3}</td> <td data-bbox="2119 831 2585 936" style="text-align: center;">1^{※5}</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 976 2585 1314"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 976 1641 1056">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 976 2119 1056">要素</th> <th data-bbox="2119 976 2585 1056">動作可能であるべき所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1056 1641 1142" rowspan="3" style="text-align: center;">運転 起動^{※2} 高温停止^{※2}</td> <td data-bbox="1641 1056 2119 1142">代替自動減圧機能論理回路</td> <td data-bbox="2119 1056 2585 1142" style="text-align: center;">1^{※6}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1142 2119 1228">自動減圧起動阻止スイッチ</td> <td data-bbox="2119 1142 2585 1228" style="text-align: center;">2^{※7}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1228 2119 1314">代替自動減圧起動阻止スイッチ</td> <td data-bbox="2119 1228 2585 1314" style="text-align: center;">1</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見なさない。</p> <p>※2: 原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合。</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」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4: 代替自動減圧系A系においては、チャンネルAおよびチャンネルCの2チャンネルをいい、代替自動減圧系B系においては、チャンネルBおよびチャンネルDの2チャンネルをいう。</p> <p>※5: 代替自動減圧系A系においては、残留熱除去系A系および低圧炉心スプレイ系のうち1チャンネルをいい、代替自動減圧系B系においては、残留熱除去系B系および残留熱除去系C系のうち1チャンネルをいう。</p> <p>※6: A系またはB系の代替自動減圧機能論理回路をいう。</p> <p>※7: A系およびB系の自動減圧起動阻止スイッチをいう。</p>	項目	運転上の制限	代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が動作可能であること ^{※1} (2) 自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であること	適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	運転	原子炉水位低(L1) ^{※3}	2 ^{※4}	起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	残留熱除去系ポンプまたは 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中 ^{※3}	1 ^{※5}	適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべき所要数	運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	代替自動減圧機能論理回路	1 ^{※6}	自動減圧起動阻止スイッチ	2 ^{※7}	代替自動減圧起動阻止スイッチ	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																								
代替自動減圧機能	(1) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が動作可能であること ^{※1} (2) 自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であること																								
適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)																							
運転	原子炉水位低(L1) ^{※3}	2 ^{※4}																							
起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	残留熱除去系ポンプまたは 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中 ^{※3}	1 ^{※5}																							
適用される原子炉の状態	要素	動作可能であるべき所要数																							
運転 起動 ^{※2} 高温停止 ^{※2}	代替自動減圧機能論理回路	1 ^{※6}																							
	自動減圧起動阻止スイッチ	2 ^{※7}																							
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	1																							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	(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（新規制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 ^{※8} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	2. 原子炉水位低（L1）	381cm 下方以上 ^{※9} （気水分離器下端より）	原子炉の状態が運転、起動 ^{※10} および高温停止 ^{※10} において動作不能でないことを指示により確認する ^{※11} 。	1箇月 に1回	当直長	
			チャンネル校正を実施する ^{※12} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
			論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	3. 残留熱除去系ポンプ運転中	二	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中	二				
	5. 始動タイマ	10分以下	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	6. 自動減圧起動阻止スイッチ	二	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	7. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	二	論理回路機能を確認する ^{※13} 。	定事検 停止時	課長（計装）	
	<p>※8：機能の確認は、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>※9：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。</p> <p>※10：原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上の場合。</p> <p>※11：「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>※12：チャンネル校正とは、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>※13：論理回路機能の確認は、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（自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチについては、信号の阻止）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見なすことができる。</p>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	要素	条件	要求される措置	完了時間	
	1. 代替自動減圧機能論理回路	A. 動作可能であるべき所要数	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※14} が動作可能であることを確認する ^{※15} 。	6時間	
	2. 原子炉水位低(L1)	またはチャンネル数を満足	および		
	3. 残留熱除去系ポンプまたは	できない場合	A2. 当直長は、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。	30日間	
	4. 始動タイマ	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. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
			および		
			B2. 当直長は、原子炉圧力を 0.78 MPa[gage] 未満にする。	36時間	
	5. 自動減圧起動阻止スイッチ	A. 動作可能であるべき所要数	A1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※16} が動作可能であることを確認する ^{※15} 。	6時間	
	6. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	を満足できない場合	および		
			A2. 当直長は、当該システム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内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
			および		
			B2. 当直長は、原子炉圧力を 0.78MPa[gage] 未満にする。	36時間	
	※14：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。				
	※15：「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。				
	※16：A TWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
(なし)	<p>65-3-2 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="1403 363 2585 499"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）</td> <td>主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 548 2585 919"> <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</td> <td>主蒸気逃がし安全弁</td> <td>6個</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※5</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〔2号炉〕）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：第65条（65-12-2 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：第65条（65-12-4 可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：第65条（65-12-3 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）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：第65条（65-12-1 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="1403 1371 2585 1497"> <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の性能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長（原子炉）</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	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	※5	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	課長（原子炉）	<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	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	※5																										
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	課長（原子炉）																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 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	A1. 当直長は、 <u>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 A2. 当直長は、 <u>原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が0.74MPa[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 A3. 当直長は、 <u>当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに 速やかに 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 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	B1. 当直長は、 <u>高温停止にする。</u> および B2. 当直長は、 <u>冷温停止にする。</u>	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																						
<p>(なし)</p>	<p>65-3-3 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="1403 363 2585 548"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁の機能回復</td> <td>(1) 可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系が動作可能であること (2) 逃がし安全弁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="1403 594 2585 1257"> <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="10">運転 起動 高温停止</td> <td rowspan="3">可搬型直流電源設備による減圧系</td> <td>SRV用電源切替盤</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系</td> <td>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">逃がし安全弁窒素ガス供給系</td> <td>逃がし安全弁窒素ガスポンペ</td> <td>15本</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。 ※2：第65条(65-12-4 可搬型直流電源設備)において運転上の制限等を定める。 ※3：第65条(65-12-3 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)において運転上の制限等を定める。 ※4：第65条(65-12-2 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。 ※5：第65条(65-12-1 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> <p>a. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="1403 1665 2585 1854"> <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、SRV用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箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系が動作可能であること (2) 逃がし安全弁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	可搬型直流電源設備による減圧系	SRV用電源切替盤	1個	可搬型直流電源設備	※2	常設代替直流電源設備	※3	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)	2個	逃がし安全弁窒素ガス供給系	逃がし安全弁窒素ガスポンペ	15本	可搬型直流電源設備	※2	常設代替直流電源設備	※3	可搬型代替交流電源設備	※4	所内常設蓄電式直流電源設備	※3		常設代替交流電源設備	※5	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、SRV用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箇月に1回	当直長	<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の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系が動作可能であること (2) 逃がし安全弁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	可搬型直流電源設備による減圧系	SRV用電源切替盤	1個																																					
		可搬型直流電源設備	※2																																					
		常設代替直流電源設備	※3																																					
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)	2個																																					
	逃がし安全弁窒素ガス供給系	逃がし安全弁窒素ガスポンペ	15本																																					
		可搬型直流電源設備	※2																																					
		常設代替直流電源設備	※3																																					
		可搬型代替交流電源設備	※4																																					
		所内常設蓄電式直流電源設備	※3																																					
		常設代替交流電源設備	※5																																					
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、SRV用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箇月に1回	当直長																																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考									
	<p>b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="1406 268 2582 596"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 268 2119 340">項目</th> <th data-bbox="2119 268 2404 340">頻度</th> <th data-bbox="2404 268 2582 340">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 340 2119 457">1. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の蓄電池電圧が108V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 340 2404 457">定事検停止時</td> <td data-bbox="2404 340 2582 457">課長（計装）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 457 2119 596">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蓄電池（補助盤室）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 457 2404 596">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 457 2582 596">課長（計装）</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の蓄電池電圧が108V以上であることを確認する。	定事検停止時	課長（計装）	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蓄電池（補助盤室）が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）	<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. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の蓄電池電圧が108V以上であることを確認する。	定事検停止時	課長（計装）											
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蓄電池（補助盤室）が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）											
<p>c. 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p> <table border="1" data-bbox="1406 688 2582 1163"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 688 2119 760">項目</th> <th data-bbox="2119 688 2404 760">頻度</th> <th data-bbox="2404 688 2582 760">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 760 2119 1033">1. 逃がし安全弁窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が <input type="text" value=""/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、N²ガスポンベ出口弁、逃がし弁N²入口弁および逃がし弁N²供給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="2119 760 2404 1033">定事検停止時</td> <td data-bbox="2404 760 2582 1033">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 1033 2119 1163">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、逃がし安全弁用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 data-bbox="2119 1033 2404 1163">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 1033 2582 1163">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. 逃がし安全弁窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が <input type="text" value=""/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、N ² ガスポンベ出口弁、逃がし弁N ² 入口弁および逃がし弁N ² 供給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	課長（原子炉）	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、逃がし安全弁用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箇月に1回	当直長				
項目	頻度	担当											
1. 逃がし安全弁窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が <input type="text" value=""/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、N ² ガスポンベ出口弁、逃がし弁N ² 入口弁および逃がし弁N ² 供給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	課長（原子炉）											
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、逃がし安全弁用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箇月に1回	当直長											

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 および 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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. 課長(計装)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。 または A2. 2. 課長(計装)および課長(原子炉)は、当該機能を補完する自主対策設備※ ⁷ ※ ⁸ が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長(計装)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 3日間 10日間	
	B. 逃がし安全弁窒素ガス供給系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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. 1. 課長(原子炉)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。 または B2. 2. 課長(原子炉)は、当該機能を補完する自主対策設備※ ⁸ が動作可能であることを確認する。 および B3. 課長(原子炉)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 3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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
	※6：代替品の補充等をいう。 ※7：主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による減圧をいう。 ※8：逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧をいう。 ※9：窒素ガス供給圧力が第39条(非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕)に定める値であることを確認する。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>表 6 5 - 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 6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系（常設）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 409 2591 546"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水系（常設）</td> <td>低圧原子炉代替注水系（常設）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 592 2591 972"> <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</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ※4</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>低圧原子炉代替注水槽</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>低温停止</td> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。 ※2：低圧原子炉代替注水系（常設）の注水ラインは、第 6 5 条（6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系（常設）、6 5 - 4 - 2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）、6 5 - 5 - 4 残留熱代替除去系、6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系（常設）、6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系（常設））、第 3 9 条（非常用炉心冷却系その 1〔2号炉〕）および第 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。 ※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 ※4：低圧原子炉代替注水ポンプは、第 6 5 条（6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系（常設）、6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系（常設）および 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系（常設））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。 ※5：第 6 5 条（6 5 - 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。 ※6：第 6 5 条（6 5 - 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。 ※7：第 6 5 条（6 5 - 1 2 - 5 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	低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧原子炉代替注水系（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	低圧原子炉代替注水ポンプ※4	1台	起動	低圧原子炉代替注水槽	※5	高温停止	常設代替交流電源設備	※6	低温停止	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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																				
低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧原子炉代替注水系（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	低圧原子炉代替注水ポンプ※4	1台																			
起動	低圧原子炉代替注水槽	※5																			
高温停止	常設代替交流電源設備	※6																			
低温停止	代替所内電気設備	※7																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考												
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1406 268 2582 783"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 268 2119 327">項目</th> <th data-bbox="2119 268 2404 327">頻度</th> <th data-bbox="2404 268 2582 327">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 327 2119 422">1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上および流量が <input type="text"/> m³/h以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 327 2404 422">定事検停止時</td> <td data-bbox="2404 327 2582 422">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 422 2119 558">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※⁸において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 422 2404 558">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 422 2582 558">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 558 2119 783">3. 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※⁸において、FLSR注水隔離弁および低圧注水系A系におけるA-RHR注水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="2119 558 2404 783">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 558 2582 783">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：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>			項目	頻度	担当	1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上および流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	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※ ⁸ において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	3. 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※ ⁸ において、FLSR注水隔離弁および低圧注水系A系におけるA-RHR注水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箇月に1回	当直長	<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. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上および流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)														
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※ ⁸ において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長														
3. 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※ ⁸ において、FLSR注水隔離弁および低圧注水系A系におけるA-RHR注水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箇月に1回	当直長														

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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)
	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. 低圧原子炉代替注水系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※9} とともに、その他設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は、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 ^{※9} とともに、その他設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																						
(なし)	<p>65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1406 363 2582 485"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</td> <td>低圧原子炉代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1406 531 2582 877"> <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</td> <td>大量送水車</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>燃料補給設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>低温停止</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※7</td> </tr> <tr> <td>燃料交換※3</td> <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：低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水ラインは、第65条（65-4-1 低圧原子炉代替注水系（常設））、第65条（65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型））、第65条（65-5-4 残留熱代替除去系）、第65条（65-6-1 格納容器代替スプレイ系（常設））、第65条（65-7-1 ペDESTAL代替注水系（常設））、第39条（非常用炉心冷却系その1〔2号炉〕）および第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 style="margin-left: 20px;">(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 style="margin-left: 20px;">(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：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：第65条（65-12-2 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：第65条（65-12-1 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：第65条（65-12-5 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	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（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	大量送水車	※4	起動	燃料補給設備	※5	高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6	低温停止	常設代替交流電源設備	※7	燃料交換※3	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																							
低圧原子炉代替注水系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（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	大量送水車	※4																						
起動	燃料補給設備	※5																						
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6																						
低温停止	常設代替交流電源設備	※7																						
燃料交換※3	代替所内電気設備	※8																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考						
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 275 2591 506"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 275 2122 321">項目</th> <th data-bbox="2122 275 2404 321">頻度</th> <th data-bbox="2404 275 2591 321">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 321 2122 506">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^{※9}において、低圧注水系B系におけるB-RHR注水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="2122 321 2404 506">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 321 2591 506">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※9：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>			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 ^{※9} において、低圧注水系B系におけるB-RHR注水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箇月に1回	当直長	<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. 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 ^{※9} において、低圧注水系B系におけるB-RHR注水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箇月に1回	当直長								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※10} とともに、その他設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該機能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。 および A3. 課長(原子炉)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. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は、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 ^{※10} とともに、その他設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、当該機能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。 および B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
(なし)	<p>表65-5 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>65-5-1 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="1400 499 2588 653"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 499 1816 548">項目</th> <th data-bbox="1816 499 2588 548">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 548 1816 653">格納容器フィルタベント系</td> <td data-bbox="1816 548 2588 653">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="1400 695 2588 1509"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 695 1697 785">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1697 695 2368 785">設備</th> <th data-bbox="2368 695 2588 785">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 785 1697 1902" rowspan="9">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1697 785 2368 867">第1ベントフィルタスクラバ容器</td> <td data-bbox="2368 785 2588 867">4個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 867 2368 949">第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</td> <td data-bbox="2368 867 2588 949">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 949 2368 1031">圧力開放板</td> <td data-bbox="2368 949 2588 1031">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1031 2368 1113">第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td data-bbox="2368 1031 2588 1113">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1113 2368 1194">第1ベントフィルタ出口水素濃度</td> <td data-bbox="2368 1113 2588 1194">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1194 2368 1276">可搬式窒素供給装置</td> <td data-bbox="2368 1194 2588 1276">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1276 2368 1358">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 1276 2588 1358">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1358 2368 1440">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 1358 2588 1440">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1440 2368 1509">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2368 1440 2588 1509">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁（遠隔手動弁操作機構含む）および配管を含む。 ※2：原子炉の起動時に格納容器内点検を実施する場合は、格納容器内点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。 ※3：第65条（65-13-1 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：第65条（65-5-2 可搬式窒素供給装置）において運転上の制限等を定める。 ※5：第65条（65-12-2 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。 ※6：第65条（65-12-1 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。 ※7：第65条（65-12-5 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	格納容器フィルタベント系	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	第1ベントフィルタスクラバ容器	4個	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1個	圧力開放板	1個	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	※3	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3	可搬式窒素供給装置	※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	<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																											
格納容器フィルタベント系	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	第1ベントフィルタスクラバ容器	4個																										
	第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	1個																										
	圧力開放板	1個																										
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	※3																										
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	※3																										
	可搬式窒素供給装置	※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																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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（新規制基準の施行に伴う変更）
	項目	頻度	担当	
1. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)		
2. 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)		
3. 第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水酸化ナトリウムの濃度が約 <input type="text" value="□"/> wt%以上であることおよびpHが13以上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	課長(原子炉)		
4. 必要な電動駆動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	当直長		
5. 遠隔手動弁操作機構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	課長(第一発電)		
6. 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箇月に1回	当直長		
7. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水位が1700mm以上および1900mm以下であることを確認する。	1箇月に1回	当直長		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考									
	<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1409 317 2585 940"> <thead> <tr> <th data-bbox="1409 317 1676 394">条 件</th> <th data-bbox="1676 317 2347 394">要求される措置</th> <th data-bbox="2347 317 2585 394">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1409 394 1676 804">A. 格納容器フィルタベント系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1676 394 2347 804"> <p>A1. 当直長は、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^{※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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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^{※10}が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2347 394 2585 804"> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 804 1676 940">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="1676 804 2347 940"> <p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p> </td> <td data-bbox="2347 804 2585 940"> <p>24時間</p> <p>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。</p> <p>※9：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系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：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	A. 格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	<p>A1. 当直長は、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^{※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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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^{※10}が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、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>速やかに</p> <p>3日間</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>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、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. 格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	<p>A1. 当直長は、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^{※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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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^{※10}が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 当直長は、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>速やかに</p> <p>3日間</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>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>65-5-2 可搬式窒素供給装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2579 495"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1816 409">項目</th> <th data-bbox="1816 363 2579 409">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 409 1816 495">可搬式窒素供給装置</td> <td data-bbox="1816 409 2579 495">可搬式窒素供給装置が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 541 2579 789"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 541 1700 636">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1700 541 2374 636">設備</th> <th data-bbox="2374 541 2579 636">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 636 1700 789">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1700 636 2374 789">可搬式窒素供給装置</td> <td data-bbox="2374 636 2579 789">1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 926 2579 1199"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 926 2119 972">項目</th> <th data-bbox="2119 926 2401 972">頻度</th> <th data-bbox="2401 926 2579 972">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 972 2119 1108">1. 可搬式窒素供給装置の吐出圧力が0.6MPa以上で流量が100Nm³/h以上(窒素純度99.9%以上※2にて)であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 972 2401 1108">定事検停止時</td> <td data-bbox="2401 972 2579 1108">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1108 2119 1199">2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬式窒素供給装置が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1108 2401 1199">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1108 2579 1199">課長(原子炉)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：酸素濃度0.1%未満であることをもって確認する。</p>	項目	運転上の制限	可搬式窒素供給装置	可搬式窒素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	可搬式窒素供給装置	1台	項目	頻度	担当	1. 可搬式窒素供給装置の吐出圧力が0.6MPa以上で流量が100Nm ³ /h以上(窒素純度99.9%以上※2にて)であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬式窒素供給装置が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)	<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																				
可搬式窒素供給装置	可搬式窒素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	可搬式窒素供給装置	1台																			
項目	頻度	担当																			
1. 可搬式窒素供給装置の吐出圧力が0.6MPa以上で流量が100Nm ³ /h以上(窒素純度99.9%以上※2にて)であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)																			
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬式窒素供給装置が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考			
	(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）			
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1374 268 1676 317">条 件</th> <th data-bbox="1676 268 2350 317">要求される措置</th> <th data-bbox="2350 268 2611 317">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					
	A. 可搬式窒素供給装置が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※3} 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 A2. 当直長は、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 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）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 A4. 課長（原子炉）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 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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間				
	※3：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※4：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系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。 ※5：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。 ※6：代替品の補充等をいう。						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																		
(なし)	<p>65-5-3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 363 2591 501"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 363 1819 411">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2591 411">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 411 1819 501">原子炉補機代替冷却系</td> <td data-bbox="1819 411 2591 501">原子炉補機代替冷却系2系列^{※1}が動作可能であること^{※2※3}</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 548 2591 997"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 548 1694 638">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 548 2368 638">設備</th> <th data-bbox="2368 548 2591 638">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 638 1694 709" rowspan="5">運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1694 638 2368 709">大型送水ポンプ車</td> <td data-bbox="2368 638 2591 709">1台×2^{※4}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 709 2368 781">移動式代替熱交換設備</td> <td data-bbox="2368 709 2591 781">1式×2^{※4※5}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 781 2368 852">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 781 2591 852">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 852 2368 924">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 852 2591 924">※7</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 924 2368 997">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2368 924 2591 997">※8</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、大型送水ポンプ車1台、移動式代替熱交換設備1式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のI系およびII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。</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、I系およびII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、I系またはII系どちらか1系列とする。</p> <p>※3：原子炉補機冷却水系のII系の冷却ラインは、第65条（65-5-4 残留熱代替除去系）を兼ねる。動作不能時は、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海水系）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：大型送水ポンプ車および移動式代替熱交換設備は、第1保管エリアおよび第4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：移動式代替熱交換設備淡水ポンプを含む。</p> <p>※6：第65条（65-12-1 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：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：第65条（65-12-5 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	原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※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 冷温停止 燃料交換	大型送水ポンプ車	1台×2 ^{※4}	移動式代替熱交換設備	1式×2 ^{※4※5}	常設代替交流電源設備	※6	燃料補給設備	※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																			
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※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 冷温停止 燃料交換	大型送水ポンプ車	1台×2 ^{※4}																		
	移動式代替熱交換設備	1式×2 ^{※4※5}																		
	常設代替交流電源設備	※6																		
	燃料補給設備	※7																		
	代替所内電気設備	※8																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1409 275 2579 1167"> <thead> <tr> <th data-bbox="1409 275 2119 331">項目</th> <th data-bbox="2119 275 2401 331">頻度</th> <th data-bbox="2401 275 2579 331">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1409 331 2119 468"> 1. 移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備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 600m³/h 以上で揚程が 55m 以上。 </td> <td data-bbox="2119 331 2401 468">2年に1回</td> <td data-bbox="2401 331 2579 468">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 468 2119 648"> 2. 大型送水ポンプ車の流量および吐出圧力が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m³/h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。 ・流量が <input type="text"/> m³/h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。 </td> <td data-bbox="2119 468 2401 648">1年に1回</td> <td data-bbox="2401 468 2579 648">課長 (タービン)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 648 2119 829"> 3. 原子炉補機冷却水系におけるRCW常用補機冷却水入口切替弁およびRCW常用補機冷却水出口切替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="2119 648 2401 829">定事検停止時</td> <td data-bbox="2401 648 2579 829">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 829 2119 919"> 4. 大型送水ポンプ車が動作可能であることを確認する。 </td> <td data-bbox="2119 829 2401 919">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 829 2579 919">課長 (タービン)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 919 2119 1010"> 5. 移動式代替熱交換設備が動作可能であることを確認する。 </td> <td data-bbox="2119 919 2401 1010">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 919 2579 1010">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 1010 2119 1167"> 6. 原子炉補機冷却水系におけるRHR熱交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。 </td> <td data-bbox="2119 1010 2401 1167">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1010 2579 1167">当直長</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備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 600m ³ /h 以上で揚程が 55m 以上。	2年に1回	課長(原子炉)	2. 大型送水ポンプ車の流量および吐出圧力が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。	1年に1回	課長 (タービン)	3. 原子炉補機冷却水系におけるRCW常用補機冷却水入口切替弁およびRCW常用補機冷却水出口切替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	当直長	4. 大型送水ポンプ車が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)	5. 移動式代替熱交換設備が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)	6. 原子炉補機冷却水系におけるRHR熱交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。	1箇月に1回	当直長	<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. 移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備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 600m ³ /h 以上で揚程が 55m 以上。	2年に1回	課長(原子炉)																							
2. 大型送水ポンプ車の流量および吐出圧力が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage] 以上。	1年に1回	課長 (タービン)																							
3. 原子炉補機冷却水系におけるRCW常用補機冷却水入口切替弁およびRCW常用補機冷却水出口切替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	当直長																							
4. 大型送水ポンプ車が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)																							
5. 移動式代替熱交換設備が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)																							
6. 原子炉補機冷却水系におけるRHR熱交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。	1箇月に1回	当直長																							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 課長（原子炉）および課長（タービン）は、残りの原子炉補機代替冷却系が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、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。 ※ ⁹ とともに、その他の設備※ ¹⁰ が動作可能であることを確認する。 および A3.1. 課長（タービン）は、当該機能を補完する自主対策設備※ ¹¹ が動作可能であることを確認する。 または A3.2. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、代替措置※ ¹² 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. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 10日間 30日間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	B. 動作可能な原子炉補機代替冷却系が1系列未満の場合	B1. 当直長は、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。 <small>※9</small> とともに、 <small>※10</small> が動作可能であることを確認する。 および B2. 1. 課長（タービン）は、当該機能を補完する自主対策設備 <small>※11</small> が動作可能であることを確認する。 または B2. 2. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、代替措置 <small>※12</small> 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. 課長（原子炉）または課長（タービン）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日間 10日間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	C. 原子炉補機冷却水系のⅠ系と共用する配管または弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系のⅡ系を起動し、動作可能であることを確認する。 ※ ⁹ とともに、その他の設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する。 および C2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10日間		
	D. 原子炉補機冷却水系のⅡ系と共用する配管または弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、残留熱代替除去系を動作不能とみなす。 および D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系のⅠ系を起動し、動作可能であることを確認する。 ※ ⁹ とともに、その他の設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する。 および D3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 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. 当直長は、高温停止にする。 および E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	<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>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</p>	<p>要求される措置</p> <p>A1. 当直長、課長（原子炉）または課長（タービン）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. 課長（タービン）は、当該機能を補完する自主対策設備^{※11}が動作可能であることを確認する。 または A2. 2. 課長（原子炉）または課長（タービン）は、代替措置^{※12}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>完了時間</p> <p>速やかに 速やかに 速やかに</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>※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、原子炉補機海水系2系列および非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）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：大型送水ポンプ車にて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海水系1系列および非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）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>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																				
<p>(なし)</p>	<p>65-5-4 残留熱代替除去系</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 499"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1819 415">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2585 415">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 415 1819 499">残留熱代替除去系</td> <td data-bbox="1819 415 2585 499">残留熱代替除去系が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 548 2585 999"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 548 1694 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 548 2368 642">設備</th> <th data-bbox="2368 548 2585 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 642 1694 999" rowspan="6">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 642 2368 695">残留熱代替除去ポンプ</td> <td data-bbox="2368 642 2585 695">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 695 2368 747">サブプレッションチェンバ</td> <td data-bbox="2368 695 2585 747">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 747 2368 800">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 747 2585 800">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 800 2368 852">原子炉補機代替冷却系</td> <td data-bbox="2368 800 2585 852">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 852 2368 905">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2368 852 2585 905">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 905 2368 999">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 905 2585 999">※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：残留熱代替除去系の注水ラインは、第65条（65-4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）、65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）、65-5-4 残留熱代替除去系、65-6-1 格納容器代替スプレイ系（常設）、65-6-2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）、65-7-1 ペDESTAL代替注水系（常設）、65-7-3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）および第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：第46条（サブプレッションチェンバの水位）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：第65条（65-12-1 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：第65条（65-5-3 原子炉補機代替冷却系）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：第65条（65-12-5 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>※7：第65条（65-12-6 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	残留熱代替除去系	残留熱代替除去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	残留熱代替除去ポンプ	1台	サブプレッションチェンバ	※3	常設代替交流電源設備	※4	原子炉補機代替冷却系	※5	代替所内電気設備	※6	燃料補給設備	※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																					
残留熱代替除去系	残留熱代替除去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	残留熱代替除去ポンプ	1台																				
	サブプレッションチェンバ	※3																				
	常設代替交流電源設備	※4																				
	原子炉補機代替冷却系	※5																				
	代替所内電気設備	※6																				
	燃料補給設備	※7																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考																								
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1406 275 2579 968"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 275 2119 327">項目</th> <th data-bbox="2119 275 2404 327">頻度</th> <th data-bbox="2404 275 2579 327">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 327 2119 426">1. 残留熱代替除去ポンプの揚程が <input type="text"/> m 以上で、流量が <input type="text"/> m³/h 以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 327 2404 426">定事検停止時</td> <td data-bbox="2404 327 2579 426">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 426 2119 562">2. RHR RHARライン入口止め弁およびRHARライン流量調節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="2119 426 2404 562">定事検停止時</td> <td data-bbox="2404 426 2579 562">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 562 2119 653">3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、残留熱代替除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 562 2404 653">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 562 2579 653">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 653 2119 968">4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁、RHR A-FLSR連絡ライン止め弁、RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁、A-RHR注水弁およびB-RHRドライウェル第2スプレイ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="2119 653 2404 968">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2404 653 2579 968">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1406 1058 2579 1520"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 1058 1676 1110">条件</th> <th data-bbox="1676 1058 2347 1110">要求される措置</th> <th data-bbox="2347 1058 2579 1110">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 1110 1676 1339">A. 残留熱代替除去系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="1676 1110 2347 1339">A1. 当直長は、格納容器冷却系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. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="2347 1110 2579 1339">速やかに 3日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 1339 1676 1520">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="1676 1339 2347 1520">B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td data-bbox="2347 1339 2579 1520">24時間 36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：起動した格納容器冷却系に関連する非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）、原子炉補機冷却水系1系列および原子炉補機海水系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>			項目	頻度	担当	1. 残留熱代替除去ポンプの揚程が <input type="text"/> m 以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	2. RHR RHARライン入口止め弁およびRHARライン流量調節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	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、残留熱代替除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁、RHR A-FLSR連絡ライン止め弁、RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁、A-RHR注水弁およびB-RHRドライウェル第2スプレイ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箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時間	A. 残留熱代替除去系が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器冷却系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. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	頻度	担当																										
1. 残留熱代替除去ポンプの揚程が <input type="text"/> m 以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)																										
2. RHR RHARライン入口止め弁およびRHARライン流量調節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	当直長																										
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、残留熱代替除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																										
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁、RHR A-FLSR連絡ライン止め弁、RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁、A-RHR注水弁およびB-RHRドライウェル第2スプレイ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箇月に1回	当直長																										
条件	要求される措置	完了時間																										
A. 残留熱代替除去系が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器冷却系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. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間																										
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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
(なし)	<p>65-5-5 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="1400 363 2588 512"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 363 1819 415">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2588 415">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 415 1819 512">格納容器内の水素濃度 および酸素濃度の監視</td> <td data-bbox="1819 415 2588 512">格納容器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="1400 558 2588 856"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 558 1694 653">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 558 2371 653">設 備</th> <th data-bbox="2371 558 2588 653">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 653 1694 705" rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 653 2371 705">格納容器水素濃度 (B系)</td> <td data-bbox="2371 653 2588 705">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 705 2371 758">格納容器水素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="2371 705 2588 758">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 758 2371 810">格納容器酸素濃度 (B系)</td> <td data-bbox="2371 758 2588 810">※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 810 2371 856">格納容器酸素濃度 (SA)</td> <td data-bbox="2371 810 2588 856">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第65条(65-13-1 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、格納容器酸素濃度 (B系) は、第48条 (格納容器内の酸素濃度) 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	格納容器内の水素濃度 および酸素濃度の監視	格納容器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	格納容器水素濃度 (B系)	※1	格納容器水素濃度 (SA)	※1	格納容器酸素濃度 (B系)	※1	格納容器酸素濃度 (SA)	※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																	
格納容器内の水素濃度 および酸素濃度の監視	格納容器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	格納容器水素濃度 (B系)	※1																
	格納容器水素濃度 (SA)	※1																
	格納容器酸素濃度 (B系)	※1																
	格納容器酸素濃度 (SA)	※1																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(なし)</p>	<p>表 6 5 - 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系 (常設)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 409 2588 562"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 409 1768 457">項目</th> <th data-bbox="1768 409 2588 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 457 1768 562">格納容器代替スプレイ系 (常設)</td> <td data-bbox="1768 457 2588 562">格納容器代替スプレイ系 (常設) が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 604 2588 991"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 604 1694 695">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 604 2371 695">設備</th> <th data-bbox="2371 604 2588 695">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 695 1694 991" rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 695 2371 768">低圧原子炉代替注水ポンプ※3</td> <td data-bbox="2371 695 2588 768">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 768 2371 842">低圧原子炉代替注水槽</td> <td data-bbox="2371 768 2588 842">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 842 2371 915">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2371 842 2588 915">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 915 2371 991">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2371 915 2588 991">※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な弁および配管を含む。</p> <p>※2：格納容器代替スプレイ系 (常設) のスプレイラインは、第 6 5 条 (6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 6 5 - 4 - 2 低圧原子炉代替注水系 (可搬型), 6 5 - 5 - 4 残留熱代替除去系, 6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系 (常設), 6 5 - 6 - 2 格納容器代替スプレイ系 (可搬型), 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系 (常設), 6 5 - 7 - 3 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)) および第 3 9 条 (非常用炉心冷却系その 1 [2号炉]) 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：低圧原子炉代替注水ポンプは、第 6 5 条 (6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系 (常設) および 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系 (常設)) 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 6 5 条 (6 5 - 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：第 6 5 条 (6 5 - 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：第 6 5 条 (6 5 - 1 2 - 5 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	格納容器代替スプレイ系 (常設)	格納容器代替スプレイ系 (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	低圧原子炉代替注水ポンプ※3	1台	低圧原子炉代替注水槽	※4	常設代替交流電源設備	※5	代替所内電気設備	※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																	
格納容器代替スプレイ系 (常設)	格納容器代替スプレイ系 (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	低圧原子炉代替注水ポンプ※3	1台																
	低圧原子炉代替注水槽	※4																
	常設代替交流電源設備	※5																
	代替所内電気設備	※6																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 275 2594 730"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m³/h 以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウェル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウェル第2スプレイ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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1397 821 2594 1360"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">A. 格納容器代替スプレイ系(常設)が動作不能の場合</td> <td>A1. 当直長は、格納容器冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※7}とともに、その他設備^{※8}が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※9}が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速かに 3日間 30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</td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※8：起動した格納容器冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く)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。 ※9：格納容器代替スプレイ系(可搬型)をいう。(時間短縮の補完措置含む)</p>	項目	頻度	担当	1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウェル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウェル第2スプレイ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箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時期	A. 格納容器代替スプレイ系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※7} とともに、その他設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速かに 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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする	24時間 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>
項目	頻度	担当																					
1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)																					
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																					
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウェル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウェル第2スプレイ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箇月に1回	当直長																					
条件	要求される措置	完了時期																					
A. 格納容器代替スプレイ系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、格納容器冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※7} とともに、その他設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速かに 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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする	24時間 36時間																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>(なし)</p>	<p>65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 541"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</td> <td>格納容器代替スプレイ系(可搬型)が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 590 2585 940"> <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</td> <td>大量送水車</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：格納容器代替スプレイ系(可搬型)のスプレイラインは、第65条(65-6-1 格納容器代替スプレイ系(常設))、第65条(65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型))、第65条(65-7-1 ペDESTAL代替注水系(常設))、第65条(65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型))、第65条(65-5-4 残留熱代替除去系)および第39条(非常用炉心冷却系その1〔2号炉])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：第65条(65-19-1 大量送水車)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：第65条(65-12-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：第65条(65-12-1 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：第65条(65-12-2 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：第65条(65-12-5 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="1403 1570 2585 1801"> <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、高温停止において、B-RHRドライウエル第2スプレイ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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器代替スプレイ系(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	大量送水車	※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	1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、B-RHRドライウエル第2スプレイ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箇月に1回	当直長	<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																									
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器代替スプレイ系(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	大量送水車	※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																								
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、B-RHRドライウエル第2スプレイ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箇月に1回	当直長																								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考								
	(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）								
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1377 268 1679 331">条件</th> <th data-bbox="1679 268 2350 331">要求される措置</th> <th data-bbox="2350 268 2614 331">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1377 331 1679 741"> <u>A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合</u> </td> <td data-bbox="1679 331 2350 741"> A1. 当直長は、格納容器冷却系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、その他設備^{※9}が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備^{※10}が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td data-bbox="2350 331 2614 741"> 速やかに 3日間 30日間 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1377 741 1679 877"> <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="1679 741 2350 877"> B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。 </td> <td data-bbox="2350 741 2614 877"> 24時間 36時間 </td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間		<u>A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合</u>	A1. 当直長は、格納容器冷却系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、その他設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）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	<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>	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、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										
<u>A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合</u>	A1. 当直長は、格納容器冷却系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、その他設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）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										
<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>	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間										
※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：起動した格納容器冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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：格納容器代替スプレイ系（常設）をいう。												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(なし)</p>	<p>表 6 5 - 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 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系 (常設)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1406 409 2582 588"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 409 1816 457">項目</th> <th data-bbox="1816 409 2582 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 457 1816 588">ペDESTAL代替注水系 (常設)</td> <td data-bbox="1816 457 2582 588">ペDESTAL代替注水系 (常設) が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1406 634 2582 934"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 634 1694 724">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 634 2386 724">設 備</th> <th data-bbox="2386 634 2582 724">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 724 1694 772" rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 724 2386 772">低圧原子炉代替注水ポンプ※3</td> <td data-bbox="2386 724 2582 772">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 772 2386 821">低圧原子炉代替注水槽</td> <td data-bbox="2386 772 2582 821">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 821 2386 869">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2386 821 2582 869">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 869 2386 934">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2386 869 2582 934">※6</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 必要な弁および配管を含む。 ※2 : ペDESTAL代替注水系 (常設) の注水ラインは、第 6 5 条 (6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 6 5 - 4 - 2 低圧原子炉代替注水系 (可搬型), 6 5 - 5 - 4 残留熱代替除去系, 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系 (常設), 6 5 - 7 - 3 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)) および第 3 9 条 (非常用炉心冷却系その 1 [2 号炉]) 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。 ※3 : 低圧原子炉代替注水ポンプは、第 6 5 条 (6 5 - 4 - 1 低圧原子炉代替注水系 (常設), 6 5 - 6 - 1 格納容器代替スプレイ系 (常設) および 6 5 - 7 - 1 ペDESTAL代替注水系 (常設)) 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。 ※4 : 第 6 5 条 (6 5 - 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。 ※5 : 第 6 5 条 (6 5 - 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。 ※6 : 第 6 5 条 (6 5 - 1 2 - 5 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	ペDESTAL代替注水系 (常設)	ペDESTAL代替注水系 (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	低圧原子炉代替注水ポンプ※3	1台	低圧原子炉代替注水槽	※4	常設代替交流電源設備	※5	代替所内電気設備	※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																	
ペDESTAL代替注水系 (常設)	ペDESTAL代替注水系 (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	低圧原子炉代替注水ポンプ※3	1台																
	低圧原子炉代替注水槽	※4																
	常設代替交流電源設備	※5																
	代替所内電気設備	※6																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																					
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 317 2591 785"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m³/h以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長(原子炉)</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、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウエル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウエル第2スプレイ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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1397 875 2591 1463"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. ペDESTAL代替注水系(常設)が動作不能の場合</td> <td>A1. 当直長は、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^{※7}とともに、その他設備^{※8}が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※9}が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに 3日間 30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</td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※8：非常用ディーゼル発電機2台(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く)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。 ※9：ペDESTAL代替注水系(可搬型)または格納容器代替スプレイ系(可搬型)をいう。(時間短縮の補完措置を含む。)</p>	項目	頻度	担当	1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウエル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウエル第2スプレイ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箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時期	A. ペDESTAL代替注水系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※7} とともに、その他設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする	24時間 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(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	頻度	担当																					
1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が <input type="text"/> m以上で、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)																					
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																					
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、FLSR注水隔離弁、残留熱除去系A系におけるA-RHRドライウエル第1スプレイ弁およびA-RHRドライウエル第2スプレイ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箇月に1回	当直長																					
条件	要求される措置	完了時期																					
A. ペDESTAL代替注水系(常設)が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※7} とともに、その他設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する。 および A2. 課長(原子炉)は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする	24時間 36時間																					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																								
<p>(なし)</p>	<p>65-7-2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1409 363 2585 541"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</td> <td>ペDESTAL代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1409 583 2585 972"> <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</td> <td>大量送水車</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※6</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：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※3：第65条（65-12-6 燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：第65条（65-12-2 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：第65条（65-12-1 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：第65条（65-12-5 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="1409 1377 2585 1560"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. MUW PCV代替冷却外側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>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ペDESTAL代替注水系（可搬型）	ペDESTAL代替注水系（可搬型）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	大量送水車	※2	燃料補給設備	※3	可搬型代替交流電源設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	代替所内電気設備	※6	項目	頻度	担当	1. MUW PCV代替冷却外側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	当直長	<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																									
ペDESTAL代替注水系（可搬型）	ペDESTAL代替注水系（可搬型）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	大量送水車	※2																								
	燃料補給設備	※3																								
	可搬型代替交流電源設備	※4																								
	常設代替交流電源設備	※5																								
	代替所内電気設備	※6																								
項目	頻度	担当																								
1. MUW PCV代替冷却外側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	当直長																								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. ペDESTAL代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 当直長は、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※7とともに、その他設備※8が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長または課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※9が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
	※7：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※8：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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。 ※9：ペDESTAL代替注水系（常設）または格納容器代替スプレイ系（可搬型）をいう。（時間短縮の補完措置を含む。）			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型)</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1409 363 2582 483"> <thead> <tr> <th data-bbox="1409 363 1819 409">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2582 409">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1409 409 1819 483">格納容器代替スプレイ系(可搬型)</td> <td data-bbox="1819 409 2582 483">格納容器代替スプレイ系(可搬型)が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1389 529 2602 877"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 529 1765 619">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1765 529 2329 619">設備</th> <th data-bbox="2329 529 2602 619">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 619 1765 672" rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1765 619 2329 672">大量送水車</td> <td data-bbox="2329 619 2602 672">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1765 672 2329 724">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2329 672 2602 724">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1765 724 2329 777">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2329 724 2602 777">※5</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1765 777 2329 829">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2329 777 2602 829">※6</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 829 1765 877"></td> <td data-bbox="1765 829 2329 877">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2329 829 2602 877">※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：格納容器代替スプレイ系(可搬型)の注水ラインは、第65条(65-6-1 格納容器代替スプレイ系(常設))、第65条(65-6-2 格納容器代替スプレイ系(可搬型))、第65条(65-7-1 ベDESTAL代替注水系(可搬型))、第65条(65-7-3 格納容器代替スプレイ系(可搬型))、第65条(65-5-4 残留熱代替除去系)および第39条(非常用炉心冷却系その1〔2号炉])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：第65条(65-19-1 大量送水車)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：第65条(65-12-6 燃料補給設備)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：第65条(65-12-1 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：第65条(65-12-2 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：第65条(65-12-5 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	格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器代替スプレイ系(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	大量送水車	※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	<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																				
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器代替スプレイ系(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	大量送水車	※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																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考					
	(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	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1377 317 2068 394">(項目なし)</td> <td data-bbox="2068 317 2350 394">＝</td> <td data-bbox="2350 317 2614 394">＝</td> </tr> </table>		(項目なし)	＝	＝		
(項目なし)	＝	＝							
(3) 要求される措置									
条件	要求される措置	完了時間	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1377 527 1679 982"> A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合 </td> <td data-bbox="1679 527 2350 982"> A1. 当直長は、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※⁸とともに、その他設備※⁹が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長または課長（原子炉）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. 課長（原子炉）は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 </td> <td data-bbox="2350 527 2614 982"> 速やかに 3日間 30日間 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1377 982 1679 1119"> 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="1679 982 2350 1119"> B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。 </td> <td data-bbox="2350 982 2614 1119"> 24時間 36時間 </td> </tr> </table>		A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 当直長は、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※ ⁸ とともに、その他設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長または課長（原子炉）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. 課長（原子炉）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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。
A. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 当直長は、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※ ⁸ とともに、その他設備※ ⁹ が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長または課長（原子炉）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. 課長（原子炉）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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間							
※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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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：ペDESTAL代替注水系（常設）またはペDESTAL代替注水系（可搬型）をいう。（時間短縮の補完措置を含む。）									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																						
(なし)	<p>表 6 5 - 8 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備 6 5 - 8 - 1 静的触媒式水素処理装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1418 409 2576 531"> <thead> <tr> <th data-bbox="1418 409 1819 457">項目</th> <th data-bbox="1819 409 2576 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1418 457 1819 531">静的触媒式水素処理装置</td> <td data-bbox="1819 457 2576 531">静的触媒式水素処理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="1409 577 2585 898"> <thead> <tr> <th data-bbox="1409 577 1694 667">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 577 2392 667">設 備</th> <th data-bbox="2392 577 2585 667">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1409 667 1694 758">運転 起動</td> <td data-bbox="1694 667 2392 758">静的触媒式水素処理装置</td> <td data-bbox="2392 667 2585 758">1 8 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1409 758 1694 898">高温停止 冷温停止 燃料交換^{※1}</td> <td data-bbox="1694 758 2392 898">静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度</td> <td data-bbox="2392 758 2585 898">※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：第65条(65-13-1 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。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1400 1167 2594 1440"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 1167 2122 1220">項目</th> <th data-bbox="2122 1167 2407 1220">頻 度</th> <th data-bbox="2407 1167 2594 1220">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 1220 2122 1297">1. 静的触媒式水素処理装置が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 1220 2407 1297">定事検停止時</td> <td data-bbox="2407 1220 2594 1297">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1297 2122 1440">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^{※3}において、所要数の静的触媒式水素処理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 data-bbox="2122 1297 2407 1440">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1297 2594 1440">当直長</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	静的触媒式水素処理装置	静的触媒式水素処理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	静的触媒式水素処理装置	1 8 個	高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	※2	項目	頻 度	担 当	1. 静的触媒式水素処理装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)	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 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素処理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箇月に1回	当直長	<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																							
静的触媒式水素処理装置	静的触媒式水素処理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	静的触媒式水素処理装置	1 8 個																						
高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	※2																						
項目	頻 度	担 当																						
1. 静的触媒式水素処理装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	課長(原子炉)																						
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 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素処理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箇月に1回	当直長																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な静的触媒式水素処理装置が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、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 ^{※4} とともに、その他設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長および課長（建築）は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は、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で要求される装置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換 ^{※7}	A. 動作可能な静的触媒式水素処理装置が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、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. 当直長は、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 ^{※4} 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 ^{※8} 。 および A3. 当直長および課長（建築）は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する。 および A4. 当直長は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。	速やかに 速やかに 速やかに	
※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：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）、原子炉補機冷却系2系					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>列および原子炉補機海水系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> <p>※6：<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置をいう。</u></p> <p>※7：<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><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> <p>※8：<u>「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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>65-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2582 499"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建物内の水素濃度監視</td> <td>原子炉建物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="1403 546 2582 865"> <thead> <tr> <th>適用される 原子炉の状態</th> <th>設備</th> <th>動作可能であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換^{※1} </td> <td>原子炉建物水素濃度</td> <td style="text-align: center;">7</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 949 2582 1203"> <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^{※1}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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. チャンネル校正を実施する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長(計装)</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>	項目	運転上の制限	原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物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 ^{※1}	原子炉建物水素濃度	7	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 ^{※1} において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長	2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長(計装)	<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																				
原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物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 ^{※1}	原子炉建物水素濃度	7																			
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 ^{※1} において、動作不能でないことを指示により確認する。	1箇月に1回	当直長																			
2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長(計装)																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な原子炉建物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	A1. 1. 当直長は、他チャンネルの原子炉建物水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。 または A1. 2. 当直長は、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、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 30日間	
		B. 原子炉建物燃料取替階の原子炉建物水素濃度監視設備2チャンネル動作不能の場合 または 原子炉建物水素濃度監視設備がすべて動作不能の場合	B1. 当直長は格納容器水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は、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AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換 ^{※2}	A. 動作可能な原子炉建物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	A1. 当直長は、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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																									
(なし)	<p>表 6 5 - 9 燃料プールの冷却等のための設備 6 5 - 9 - 1 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="1403 409 2585 548"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 409 1819 457">項目</th> <th data-bbox="1819 409 2585 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 457 1819 548">燃料プールスプレイ系</td> <td data-bbox="1819 457 2585 548">可搬型スプレイノズルおよび常設スプレイヘッドを使用した燃料プールスプレイ系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 594 2585 915"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 594 1700 684">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1700 594 2368 684">設備</th> <th data-bbox="2368 594 2585 684">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 684 1700 741" rowspan="4">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="1700 684 2368 741">可搬型スプレイノズル</td> <td data-bbox="2368 684 2585 741">2 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1700 741 2368 798">常設スプレイヘッド</td> <td data-bbox="2368 741 2585 798">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1700 798 2368 854">大量送水車</td> <td data-bbox="2368 798 2585 854">※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1700 854 2368 915">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 854 2585 915">※3</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可搬型スプレイノズルおよび常設スプレイヘッドまでの配管、サイフォンブレイク配管、系統構成に必要な手動弁および接続口を含む。</p> <p>※2：第65条（65-19-1 大量送水車）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※3：第65条（65-12-6 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="1403 1186 2585 1415"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 1186 2119 1234">項目</th> <th data-bbox="2119 1186 2404 1234">頻度</th> <th data-bbox="2404 1186 2585 1234">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1234 2119 1325">1. 可搬型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="2119 1234 2404 1325">3 箇月に 1 回</td> <td data-bbox="2404 1234 2585 1325">課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1325 2119 1415">2. 常設スプレイヘッド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="2119 1325 2404 1415">1 箇月に 1 回</td> <td data-bbox="2404 1325 2585 1415">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料プールスプレイ系	可搬型スプレイノズルおよび常設スプレイヘッドを使用した燃料プールスプレイ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	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型スプレイノズル	2 個	常設スプレイヘッド	1 個	大量送水車	※2	燃料補給設備	※3	項目	頻度	担当	1. 可搬型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 箇月に 1 回	課長（原子炉）	2. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1 箇月に 1 回	当直長	<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	可搬型スプレイノズルおよび常設スプレイヘッドを使用した燃料プールスプレイ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																									
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	可搬型スプレイノズル	2 個																									
	常設スプレイヘッド	1 個																									
	大量送水車	※2																									
	燃料補給設備	※3																									
項目	頻度	担当																									
1. 可搬型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 箇月に 1 回	課長（原子炉）																									
2. 常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1 箇月に 1 回	当直長																									

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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）
	A. 常設スプレイヘッダが動作不能の場合	A1. 当直長は、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. 当直長は、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. 課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※4} 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. 可搬型スプレインズルが動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）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. 当直長は、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. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※5} 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. 可搬型スプレインズル及び常設スプレイヘッダが動作不能の場合 または 燃料プールスプレイ系が動作能の場合	C1. 課長（原子炉）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 C2. 当直長は、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 速やかに	
	※4：可搬型スプレインズルをいう。 ※5：常設スプレイヘッダをいう。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																														
<p>(なし)</p>	<p>65-9-2 燃料プールの除熱</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 506"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プールの除熱</td> <td>燃料プール冷却系による燃料プールの除熱^{※1}が動作可能であると^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 548 2585 894"> <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">燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</td> <td>燃料プール冷却ポンプ</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却系熱交換器</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料プール冷却系による燃料プールの除熱とは、フィルタ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：第65条（65-5-3 原子炉補機代替冷却系）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：第65条（65-12-1 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：第65条（65-12-5 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="1403 1209 2585 1566"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃料プール冷却ポンプの流量が <input type="text"/> m³/h 以上で、揚程が <input type="text"/> m以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>課長（原子炉）</td> </tr> <tr> <td>2. FPCフィルタ入口弁およびFPCフィルタ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>1年に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 燃料プール冷却ポンプが起動すること^{※6}を確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</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	燃料プールの除熱	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 ^{※1} が動作可能であると ^{※2}	適用される原子炉の状態	設備	所要数	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却ポンプ	1台	燃料プール冷却系熱交換器	1基	原子炉補機代替冷却系	※3	常設代替交流電源設備	※4	代替所内電気設備	※5	項目	頻度	担当	1. 燃料プール冷却ポンプの流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で、揚程が <input type="text"/> m以上であることを確認する。	1年に1回	課長（原子炉）	2. FPCフィルタ入口弁およびFPCフィルタ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	当直長	3. 燃料プール冷却ポンプが起動すること ^{※6} を確認する。	1箇月に1回	当直長	<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																															
燃料プールの除熱	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 ^{※1} が動作可能であると ^{※2}																															
適用される原子炉の状態	設備	所要数																														
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プール冷却ポンプ	1台																														
	燃料プール冷却系熱交換器	1基																														
	原子炉補機代替冷却系	※3																														
	常設代替交流電源設備	※4																														
	代替所内電気設備	※5																														
項目	頻度	担当																														
1. 燃料プール冷却ポンプの流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で、揚程が <input type="text"/> m以上であることを確認する。	1年に1回	課長（原子炉）																														
2. FPCフィルタ入口弁およびFPCフィルタ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	当直長																														
3. 燃料プール冷却ポンプが起動すること ^{※6} を確認する。	1箇月に1回	当直長																														

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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）
A. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱が動作不能の場合	条 件	要求される措置	完了時間	
	A1. 当直長は、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	速やかに		
	A2. 当直長は、燃料プールの温度上昇評価を実施する。 および	速やかに		
	A3. 当直長および課長（原子炉）は、代替措置※7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		
※7：燃料プールスプレイ系による燃料プールの注水および残留熱除去系による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。燃料プールスプレイ系については、ホースの事前接続等の補完措置を含む。残留熱除去系については管理的手段により確認する。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
<p>(なし)</p>	<p>65-9-3 燃料プール監視設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2591 478"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1819 405">項 目</th> <th data-bbox="1819 363 2591 405">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 405 1819 478">燃料プール監視設備</td> <td data-bbox="1819 405 2591 478">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="1403 527 2591 953"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 527 1641 625">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 527 2122 625">要 素</th> <th data-bbox="2122 527 2591 625">動作可能であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 625 1641 701"></td> <td data-bbox="1641 625 2122 701">燃料プール水位・温度 (SA)</td> <td data-bbox="2122 625 2591 701" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 701 1641 772">燃料プールに照射</td> <td data-bbox="1641 701 2122 772">燃料プール水位 (SA)</td> <td data-bbox="2122 701 2591 772" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 772 1641 890">された燃料を貯蔵 している期間</td> <td data-bbox="1641 772 2122 890">燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</td> <td data-bbox="2122 772 2591 890" style="text-align: center;">1※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 890 1641 953"></td> <td data-bbox="1641 890 2122 953">燃料プール監視カメラ (SA) ※1</td> <td data-bbox="2122 890 2591 953" style="text-align: center;">1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。</p> <p>※2：1チャンネルとは、高レンジおよび低レンジの両方をいう。</p>	項 目	運転上の制限	燃料プール監視設備	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	動作可能であるべき チャンネル数		燃料プール水位・温度 (SA)	1	燃料プールに照射	燃料プール水位 (SA)	1	された燃料を貯蔵 している期間	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1※2		燃料プール監視カメラ (SA) ※1	1	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
項 目	運転上の制限																				
燃料プール監視設備	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	動作可能であるべき チャンネル数																			
	燃料プール水位・温度 (SA)	1																			
燃料プールに照射	燃料プール水位 (SA)	1																			
された燃料を貯蔵 している期間	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1※2																			
	燃料プール監視カメラ (SA) ※1	1																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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	項目	頻度	担当	
	1. 燃料プール水位・温度 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検 停止時	課長 (計装)	
		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箇月 に1回	当直長	
	2. 燃料プール水位 (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検 停止時	課長 (計装)	
		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箇月 に1回	当直長	
	3. 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	チャンネル校正を実施する。	定事検 停止時	課長 (計装)	
		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箇月 に1回	当直長	
	4. 燃料プール監視カメラ (SA)	機能を確認する。	定事検 停止時	課長 (計装)	
		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箇月 に1回	当直長	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 1つ以上の要素が監視不能の場合	A1. 当直長は、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. 当直長は、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。 および A3. 当直長は、残りの要素が監視可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(なし)</p>	<p>表 65-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 65-10-1 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="1400 411 2588 548"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 411 1863 457">項目</th> <th data-bbox="1863 411 2588 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 457 1863 548">原子炉建物放水設備</td> <td data-bbox="1863 457 2588 548">原子炉建物放水設備が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 594 2588 911"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 594 1697 684">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1697 594 2368 684">設備</th> <th data-bbox="2368 594 2588 684">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 684 1697 751">運転 起動</td> <td data-bbox="1697 684 2368 751">大型送水ポンプ車</td> <td data-bbox="2368 684 2588 751">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 751 1697 804">高温停止</td> <td data-bbox="1697 751 2368 804">放水砲</td> <td data-bbox="2368 751 2588 804">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 804 1697 856">冷温停止</td> <td data-bbox="1697 804 2368 856">泡消火薬剤容器</td> <td data-bbox="2368 804 2588 856">5個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 856 1697 911">燃料交換</td> <td data-bbox="1697 856 2368 911">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 856 2588 911">※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 必要なホースを含む。 ※2: 第65条(65-12-6 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="1400 1094 2588 1535"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 1094 2119 1146">項目</th> <th data-bbox="2119 1094 2401 1146">頻度</th> <th data-bbox="2401 1094 2588 1146">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 1146 2119 1241">1. 大型送水ポンプ車を起動し, 吐出圧力1.34MPa[gage]以上, 流量が1,320m³/h以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1146 2401 1241">1年に1回</td> <td data-bbox="2401 1146 2588 1241">課長 (タービン)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1241 2119 1335">2. 大型送水ポンプ車を起動し, 動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1241 2401 1335">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1241 2588 1335">課長 (タービン)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1335 2119 1430">3. 放水砲が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1335 2401 1430">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1335 2588 1430">課長 (タービン)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1430 2119 1535">4. 泡消火薬剤容器が使用可能であることおよび泡消火薬剤の備蓄量が646L以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1430 2401 1535">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1430 2588 1535">課長 (保修管理)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉建物放水設備	原子炉建物放水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	大型送水ポンプ車	1台	高温停止	放水砲	1台	冷温停止	泡消火薬剤容器	5個	燃料交換	燃料補給設備	※2	項目	頻度	担当	1. 大型送水ポンプ車を起動し, 吐出圧力1.34MPa[gage]以上, 流量が1,320m ³ /h以上であることを確認する。	1年に1回	課長 (タービン)	2. 大型送水ポンプ車を起動し, 動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)	3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)	4. 泡消火薬剤容器が使用可能であることおよび泡消火薬剤の備蓄量が646L以上であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (保修管理)	<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																																			
原子炉建物放水設備	原子炉建物放水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	大型送水ポンプ車	1台																																		
高温停止	放水砲	1台																																		
冷温停止	泡消火薬剤容器	5個																																		
燃料交換	燃料補給設備	※2																																		
項目	頻度	担当																																		
1. 大型送水ポンプ車を起動し, 吐出圧力1.34MPa[gage]以上, 流量が1,320m ³ /h以上であることを確認する。	1年に1回	課長 (タービン)																																		
2. 大型送水ポンプ車を起動し, 動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)																																		
3. 放水砲が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)																																		
4. 泡消火薬剤容器が使用可能であることおよび泡消火薬剤の備蓄量が646L以上であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (保修管理)																																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 原子炉建物放水 設備が動作不能 の場合	<p>A1. 当直長は、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^{※3}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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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。</p> <p>および</p> <p>A3. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、代替措置^{※5}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>および</p> <p>A4. 課長（タービン）または課長（保守管理）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>3日間</p> <p>10日間</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>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
	低温停止 燃料交換	A. 原子炉建物放水 設備が動作不能 の場合	<p>A1. 課長（タービン）または課長（保守管理）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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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。</p> <p>および</p> <p>A3. 課長（タービン）または課長（保守管理）は、代替措置^{※5}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</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※3：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></p> <p>※4：残りの残留熱除去系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></p> <p>※5：<u>代替品の補充等をいう。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																															
(なし)	<p>65-10-2 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="1397 363 2591 501"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海洋拡散抑制設備</td> <td>所要数が使用可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 548 2591 913"> <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</td> <td>小型船舶</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>2号炉放水接合槽用シルトフェンス^{※1}</td> <td>2本</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>輪谷湾用シルトフェンス^{※2}</td> <td>32本</td> </tr> <tr> <td>冷温停止</td> <td>放射性物質吸着材</td> <td>3080kg^{※3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：2号炉放水接合槽用（高さ10m×幅10m） ※2：輪谷湾用（高さ7～20m（1重目は計16本（高さ約7m：3本，約10m：1本，約12m：2本，約14m：1本，約15m：2本，約16m：1本，約17m：1本，約18m：1本，約19m：2本，約20m：2本），2重目は計16本（高さ約7m：3本，約10m：1本，約13m：2本，約15m：1本，約16m：1本，約17m：2本，約18m：1本，約19m：2本，約20m：3本）。）×幅20m） ※3：雨水排水路集水柵（No. 3排水路）用（2280kg），雨水排水路集水柵（2号炉放水槽南）用（100kg）および雨水排水路集水柵（2号炉廃棄物処理建物南）用（700kg）</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 1360 2591 1726"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長（土木）</td> </tr> <tr> <td>2.小型船舶について，所要数が使用可能であることを確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長（放射線管理）</td> </tr> <tr> <td>3.放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長（土木）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	海洋拡散抑制設備	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	小型船舶	1台	起動	2号炉放水接合槽用シルトフェンス ^{※1}	2本	高温停止	輪谷湾用シルトフェンス ^{※2}	32本	冷温停止	放射性物質吸着材	3080kg ^{※3}	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確認する。	3箇月に1回	課長（土木）	2.小型船舶について，所要数が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（放射線管理）	3.放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（土木）	<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																																
海洋拡散抑制設備	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	小型船舶	1台																															
起動	2号炉放水接合槽用シルトフェンス ^{※1}	2本																															
高温停止	輪谷湾用シルトフェンス ^{※2}	32本																															
冷温停止	放射性物質吸着材	3080kg ^{※3}																															
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確認する。	3箇月に1回	課長（土木）																															
2.小型船舶について，所要数が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（放射線管理）																															
3.放射性物質吸着材について，所要数が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（土木）																															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	<p>A1. 当直長は、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。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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°C以下であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 課長(土木)または課長(放射線管理)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。</p> <p>および</p> <p>A4. 課長(土木)または課長(放射線管理)は、当該システムを使用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>	
		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>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	
	低温停止 燃料交換	A. 海洋拡散抑制設備が所要数を満足していない場合	<p>A1. 課長(土木)または課長(放射線管理)は、当該システムを使用可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>および</p> <p>A2. 当直長は、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°C以下であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 課長(土木)または課長(放射線管理)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。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※4：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></p> <p>※5：残りの残留熱除去系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></p> <p>※6：<u>代替品の補充等をいう。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
(なし)	<p>表 6 5 - 1 1 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 6 5 - 1 1 - 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="1403 409 2588 546"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 409 1819 457">項 目</th> <th data-bbox="1819 409 2588 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 457 1819 546">重大事故等収束のための水源</td> <td data-bbox="1819 457 2588 546">低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値以上であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 592 2588 924"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 592 1694 684">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 592 2368 684">設 備</th> <th data-bbox="2368 592 2588 684">所要値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 684 1694 823">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1694 684 2368 823">低圧原子炉代替注水槽</td> <td data-bbox="2368 684 2588 823">660m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 823 1694 924">冷温停止 燃料交換^{※1}</td> <td data-bbox="1694 823 2368 924">低圧原子炉代替注水槽</td> <td data-bbox="2368 823 2588 924">520m³</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 1014 2588 1157"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 1014 2122 1062">項 目</th> <th data-bbox="2122 1014 2407 1062">頻 度</th> <th data-bbox="2407 1014 2588 1062">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1062 2122 1157">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^{※1}において、低圧原子炉代替注水槽の水量を確認する。</td> <td data-bbox="2122 1062 2407 1157">24時間に1回</td> <td data-bbox="2407 1062 2588 1157">当直長</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。 <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> <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>	項 目	運転上の制限	重大事故等収束のための水源	低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値以上であること	適用される 原子炉の状態	設 備	所要値	運転 起動 高温停止	低圧原子炉代替注水槽	660m ³	冷温停止 燃料交換 ^{※1}	低圧原子炉代替注水槽	520m ³	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 ^{※1} において、低圧原子炉代替注水槽の水量を確認する。	24時間に1回	当直長	<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	低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値以上であること																				
適用される 原子炉の状態	設 備	所要値																			
運転 起動 高温停止	低圧原子炉代替注水槽	660m ³																			
冷温停止 燃料交換 ^{※1}	低圧原子炉代替注水槽	520m ³																			
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 ^{※1} において、低圧原子炉代替注水槽の水量を確認する。	24時間に1回	当直長																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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. 低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値を満足していない場合	A1. 当直長は、サブレーションチェンバ水位が規定値以上であることを確認する。 および A2. 当直長は、サブレーションチェンバを水源とした非常用炉心冷却系3系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※2} 。 および A3. 課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※3} が動作可能であることを確認する。 および A4. 当直長は、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	
		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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
	低温停止 燃料交換 ^{※4}	A. 低圧原子炉代替注水槽の水量が所要値を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備の水量を復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、第40条で要求されるサブレー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 ^{※2} 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 ^{※5} 。 および A3. 課長（原子炉）は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※3} 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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※2：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>※3：大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水槽への移送手段をいい、速やかに低圧原子炉代替注水槽へ補給できる体制を整えるため、大量送水車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>※4：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>※5：「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>	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																						
(なし)	<p>65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 501"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1804 409">項目</th> <th data-bbox="1804 363 2585 409">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 409 1804 501">低圧原子炉代替注水槽への移送設備</td> <td data-bbox="1804 409 2585 501">輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)および海から低圧原子炉代替注水槽へ水を移送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="1403 548 2585 865"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 548 1694 642">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 548 2368 642">設備</th> <th data-bbox="2368 548 2585 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 642 1694 726">運転 起動</td> <td data-bbox="1694 642 2368 726">大量送水車</td> <td data-bbox="2368 642 2585 726">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 726 1694 779">高温停止</td> <td data-bbox="1694 726 2368 779">低圧原子炉代替注水槽</td> <td data-bbox="2368 726 2585 779">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 779 1694 865">低温停止 燃料交換※2</td> <td data-bbox="1694 779 2368 865">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 779 2585 865">※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: 第65条(65-19-1 大量送水車)および第65条(65-11-3 海水移送設備)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4: 第65条(65-11-1 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: 第65条(65-12-6 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="1403 1318 2585 1438"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 1318 2122 1365">項目</th> <th data-bbox="2122 1318 2407 1365">頻度</th> <th data-bbox="2407 1318 2585 1365">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1365 2122 1438">(項目なし)</td> <td data-bbox="2122 1365 2407 1438">=</td> <td data-bbox="2407 1365 2585 1438">=</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	低圧原子炉代替注水槽への移送設備	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)および海から低圧原子炉代替注水槽へ水を移送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	大量送水車	※3	高温停止	低圧原子炉代替注水槽	※4	低温停止 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(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限																							
低圧原子炉代替注水槽への移送設備	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)および海から低圧原子炉代替注水槽へ水を移送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	大量送水車	※3																						
高温停止	低圧原子炉代替注水槽	※4																						
低温停止 燃料交換※2	燃料補給設備	※5																						
項目	頻度	担当																						
(項目なし)	=	=																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
	(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）	
	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. 低圧原子炉代替注水槽への移送設備が動作不能の場合	A1. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および A2. 課長（原子炉）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 A3. 課長（原子炉）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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
	冷温停止 燃料交換※7	A. 低圧原子炉代替注水槽への移送設備が動作不能の場合	A1. 課長（原子炉）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. 課長（原子炉）は、低圧原子炉代替注水槽水量が690m ³ 以上となるように補給する、または当直長は、690m ³ 以上であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）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		
	※6：代替品の補充等をいう。					
	※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					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																						
<p>(なし)</p>	<p>65-11-3 海水移送設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 363 2591 516"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 363 1774 411">項目</th> <th data-bbox="1774 363 2591 411">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 411 1774 516">海水移送設備</td> <td data-bbox="1774 411 2591 516">海水移送設備2系列^{※1}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 562 2591 879"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 562 1727 653">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1727 562 2368 653">設備</th> <th data-bbox="2368 562 2591 653">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 653 1727 758">運転 起動</td> <td data-bbox="1727 653 2368 758">大量送水車</td> <td data-bbox="2368 653 2591 758">1台×2^{※2}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 758 1727 879">高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td data-bbox="1727 758 2368 879">燃料補給設備</td> <td data-bbox="2368 758 2591 879">※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、大量送水車1台および必要なホースをいう。</p> <p>※2：大量送水車は、第1保管エリアおよび第4保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>※3：第65条（65-12-6 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="1397 1104 2591 1432"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 1104 2119 1161">項目</th> <th data-bbox="2119 1104 2407 1161">頻度</th> <th data-bbox="2407 1104 2591 1161">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 1161 2119 1346">1. 大量送水車の性能確認を実施し、以下を満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が0.99MPa[gage]以上、流量が120m³/h/台以上。 (2) 吐出圧力が0.42MPa[gage]以上、流量が150m³/h/台以上。</td> <td data-bbox="2119 1161 2407 1346">1年に1回</td> <td data-bbox="2407 1161 2591 1346">課長(原子炉)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1346 2119 1432">2. 大量送水車を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1346 2407 1432">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1346 2591 1432">課長(原子炉)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	海水移送設備	海水移送設備2系列 ^{※1} 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	大量送水車	1台×2 ^{※2}	高温停止 低温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3	項目	頻度	担当	1. 大量送水車の性能確認を実施し、以下を満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が0.99MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (2) 吐出圧力が0.42MPa[gage]以上、流量が150m ³ /h/台以上。	1年に1回	課長(原子炉)	2. 大量送水車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)	<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																							
海水移送設備	海水移送設備2系列 ^{※1} 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	大量送水車	1台×2 ^{※2}																						
高温停止 低温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3																						
項目	頻度	担当																						
1. 大量送水車の性能確認を実施し、以下を満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が0.99MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (2) 吐出圧力が0.42MPa[gage]以上、流量が150m ³ /h/台以上。	1年に1回	課長(原子炉)																						
2. 大量送水車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上の場合	A1. 課長（原子炉）は、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。 および	速やかに	
A2. 当直長は、サブプレッションチェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 および			速やかに		
A3. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および			速やかに		
A4. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※4} 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		
A5. 課長（原子炉）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。			30日間		
	B. 動作可能な海水移送設備が1系列未満の場合	B1. 当直長は、サブプレッションチェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。 および	速やかに		
B2. 当直長は、低圧原子炉代替注水槽水量が65-11-1の所要値以上であることを確認する。 および		速やかに			
B3. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※4} 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			
B4. 課長（原子炉）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。		10日間			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	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. 当直長は、 <u>高温停止にする。</u> および C2. 当直長は、 <u>冷温停止にする。</u>	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満の場合	A1. 課長（原子炉）は、 <u>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。</u> および A2. 課長（原子炉）は、 <u>低圧原子炉代替注水槽水量が 690m³以上となるように補給する。または当直長は、690m³以上であることを確認する。</u> および A3. 課長（原子炉）は、 <u>代替措置^{※4}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 速やかに		
※4：代替品の補充または輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）からの移送が可能であることの確認等をいう。					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																				
(なし)	<p>65-11-4 構内監視設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 363 2588 504"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構内監視設備</td> <td>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 550 2588 903"> <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</td> <td>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷温停止</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料交換</td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第65条（65-12-1 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。 ※2：第65条（65-12-2 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="1409 1083 2579 1230"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1409 1320 2579 1646"> <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. 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作不能の場合</td> <td>A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>または、 A2. 課長（計装）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。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：代替品の補充等をいう。</p>	項目	運転上の制限	構内監視設備	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）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	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	1台	起動	常設代替交流電源設備	※1	高温停止			冷温停止			燃料交換	可搬型代替交流電源設備	※2	項目	頻度	担当	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時間	A. 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作不能の場合	A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	または、 A2. 課長（計装）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	<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																																					
構内監視設備	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）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	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	1台																																				
起動	常設代替交流電源設備	※1																																				
高温停止																																						
冷温停止																																						
燃料交換	可搬型代替交流電源設備	※2																																				
項目	頻度	担当																																				
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																																				
条件	要求される措置	完了時間																																				
A. 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）が動作不能の場合	A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																				
	または、 A2. 課長（計装）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																																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																															
(なし)	<p>表 6 5 - 1 2 電源設備 6 5 - 1 2 - 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="1403 409 2585 548"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 594 2585 1050"> <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>ガスタービン発電機</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電機用サービスタンク</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電機用軽油タンク</td> <td>※2</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：第65条（65-12-6 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="1403 1228 2585 1696"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長（電気）</td> </tr> <tr> <td>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>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>3. ガスタービン発電機用サービスタンクのタンクレベルが1,400mm以上であることを確認する。ただし、ガスタービン発電機の運転中を除く。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>4. ガスタービン発電機用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>1箇月に1回</td> <td>当直長</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による電源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 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機	1台	ガスタービン発電機用サービスタンク	1基	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1台	ガスタービン発電機用軽油タンク	※2	項目	頻度	担当	1. ガスタービン発電機を起動し、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	課長（電気）	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箇月に1回	当直長	3. ガスタービン発電機用サービスタンクのタンクレベルが1,400mm以上であることを確認する。ただし、ガスタービン発電機の運転中を除く。	1箇月に1回	当直長	4. ガスタービン発電機用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箇月に1回	当直長	<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																																
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源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 低温停止 燃料交換	ガスタービン発電機	1台																															
	ガスタービン発電機用サービスタンク	1基																															
	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1台																															
	ガスタービン発電機用軽油タンク	※2																															
項目	頻度	担当																															
1. ガスタービン発電機を起動し、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	課長（電気）																															
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箇月に1回	当直長																															
3. ガスタービン発電機用サービスタンクのタンクレベルが1,400mm以上であることを確認する。ただし、ガスタービン発電機の運転中を除く。	1箇月に1回	当直長																															
4. ガスタービン発電機用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箇月に1回	当直長																															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※3} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、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	
		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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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. 当直長は、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。	速やかに 速やかに	
	※3：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。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
(なし)	<p>65-12-2 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="1403 363 2585 499"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1819 415">項 目</th> <th data-bbox="1819 363 2585 415">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 415 1819 499">可搬型代替交流電源設備</td> <td data-bbox="1819 415 2585 499">可搬型代替交流電源設備による電源系2系列^{※1}が動作可能であること^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 548 2585 909"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 548 1694 642">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 548 2368 642">設 備</th> <th data-bbox="2368 548 2585 642">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 642 1694 705">運転</td> <td data-bbox="1694 642 2368 705">高圧発電機車</td> <td data-bbox="2368 642 2585 705">3台×2^{※3}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 705 1694 758">起動</td> <td data-bbox="1694 705 2368 758">ガスタービン発電機用軽油タンク</td> <td data-bbox="2368 705 2585 758">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 758 1694 810">高温停止</td> <td data-bbox="1694 758 2368 810">タンクローリ</td> <td data-bbox="2368 758 2585 810">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 810 1694 863">冷温停止</td> <td data-bbox="1694 810 2368 863">非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</td> <td data-bbox="2368 810 2585 863">※4</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、高圧発電機車3台をいう。</p> <p>※2：動作可能とは、高圧発電機車接続プラグ収納箱のうち原子炉建物西側もしくは原子炉建物南側の1箇所に接続し、メタクラ切替盤が使用できること、または緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続できることを含む。</p> <p>※3：高圧発電機車は、第1保管エリアおよび第4保管エリアに分散配置されていること。</p> <p>※4：第65条（65-12-6 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="1403 1272 2585 1497"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 1272 2116 1325">項 目</th> <th data-bbox="2116 1272 2407 1325">頻 度</th> <th data-bbox="2407 1272 2585 1325">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1325 2116 1409">1. 高圧発電機車を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td data-bbox="2116 1325 2407 1409">2年に1回</td> <td data-bbox="2407 1325 2585 1409">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1409 2116 1497">2. 高圧発電機車を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2116 1409 2407 1497">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1409 2585 1497">課長（電気）</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による電源系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※2}	適用される 原子炉の状態	設 備	所要数	運転	高圧発電機車	3台×2 ^{※3}	起動	ガスタービン発電機用軽油タンク	※4	高温停止	タンクローリ	※4	冷温停止	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※4	項 目	頻 度	担 当	1. 高圧発電機車を起動し、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	課長（電気）	2. 高圧発電機車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）	<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																													
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備による電源系2系列 ^{※1} が動作可能であること ^{※2}																													
適用される 原子炉の状態	設 備	所要数																												
運転	高圧発電機車	3台×2 ^{※3}																												
起動	ガスタービン発電機用軽油タンク	※4																												
高温停止	タンクローリ	※4																												
冷温停止	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※4																												
項 目	頻 度	担 当																												
1. 高圧発電機車を起動し、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	課長（電気）																												
2. 高圧発電機車を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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）
	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>B. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が1系列未満の場合</p>	<p>B1. 1. 当直長は、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^{※6}が動作可能であることを確認する。 および B1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※7}が動作可能であることを確認する。 および B1. 3. 課長（電気）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 または B2. 1. 当直長は、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^{※6}が動作可能であることを確認する。 および B2. 2. 1. 当直長または課長（電気）は、当該機能を補完する自主対策設備^{※8}が使用可能であることを確認する。 または B2. 2. 2 課長（電気）は、代替措置^{※9}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. 課長（電気）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 3日間 30日間 速やかに 3日間 3日間 10日間</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型代替交流電源設備による電源系が2系列未満の場合	A1. 課長（電気）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. 当直長は、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. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※7} が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 当直長または課長（電気）は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※8} が使用可能であることを確認する。 または A3. 3. 課長（電気）は、代替措置 ^{※9} 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		
※6：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。 ※7：常設代替交流電源設備をいう。 ※8：号炉間電力融通ケーブルを使用した1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A系またはB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。 ※9：代替品の補充等をいう。					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																															
(なし)	<p>65-12-3 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</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2588 499"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1819 407">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2588 407">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 407 1819 499">所内常設蓄電式直流電源設備^{※1} および常設代替直流電源設備^{※2}</td> <td data-bbox="1819 407 2588 499">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による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 548 2588 1052"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 548 1694 638">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 548 2368 638">設備</th> <th data-bbox="2368 548 2588 638">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 638 1694 682" rowspan="2">運転 起動</td> <td data-bbox="1694 638 2368 682">B-115V系充電器^{※3}</td> <td data-bbox="2368 638 2588 682">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 682 2368 726">B-115V系蓄電池^{※3}</td> <td data-bbox="2368 682 2588 726">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 726 1694 770">高温停止</td> <td data-bbox="1694 726 2368 770">B1-115V系充電器(SA)^{※3※4}</td> <td data-bbox="2368 726 2588 770">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 770 1694 814">冷温停止</td> <td data-bbox="1694 770 2368 814">B1-115V系蓄電池(SA)^{※3※4}</td> <td data-bbox="2368 770 2588 814">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 814 1694 858" rowspan="2">燃料交換</td> <td data-bbox="1694 814 2368 858">SA用115V系充電器^{※4}</td> <td data-bbox="2368 814 2588 858">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 858 2368 903">SA用115V系蓄電池^{※4}</td> <td data-bbox="2368 858 2588 903">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 903 1694 947" rowspan="2">運転 起動</td> <td data-bbox="1694 903 2368 947">230V系充電器(RCIC)^{※3}</td> <td data-bbox="2368 903 2588 947">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 947 2368 991">230V系蓄電池(RCIC)^{※3}</td> <td data-bbox="2368 947 2588 991">1組</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 991 1694 1035">高温停止</td> <td data-bbox="1694 991 2368 1035">230V系蓄電池(RCIC)^{※3}</td> <td data-bbox="2368 991 2588 1035">1組</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：所内常設蓄電式直流電源設備とは、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、SA用115V系充電器、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびSA用115V系蓄電池をいう。</p> <p>※2：常設代替直流電源設備とは、SA用115V系充電器およびSA用115V系蓄電池をいう。</p> <p>※3：当該系統が動作不能時は、第61条(直流電源その1)および第62条(直流電源その2)の運転上の制限も確認する。</p>	項目	運転上の制限	所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※1} および常設代替直流電源設備 ^{※2}	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による電源系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	B-115V系充電器 ^{※3}	1個	B-115V系蓄電池 ^{※3}	1組	高温停止	B1-115V系充電器(SA) ^{※3※4}	1個	冷温停止	B1-115V系蓄電池(SA) ^{※3※4}	1組	燃料交換	SA用115V系充電器 ^{※4}	1個	SA用115V系蓄電池 ^{※4}	1組	運転 起動	230V系充電器(RCIC) ^{※3}	1個	230V系蓄電池(RCIC) ^{※3}	1組	高温停止	230V系蓄電池(RCIC) ^{※3}	1組	<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																																
所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※1} および常設代替直流電源設備 ^{※2}	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による電源系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	B-115V系充電器 ^{※3}	1個																															
	B-115V系蓄電池 ^{※3}	1組																															
高温停止	B1-115V系充電器(SA) ^{※3※4}	1個																															
冷温停止	B1-115V系蓄電池(SA) ^{※3※4}	1組																															
燃料交換	SA用115V系充電器 ^{※4}	1個																															
	SA用115V系蓄電池 ^{※4}	1組																															
運転 起動	230V系充電器(RCIC) ^{※3}	1個																															
	230V系蓄電池(RCIC) ^{※3}	1組																															
高温停止	230V系蓄電池(RCIC) ^{※3}	1組																															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考																								
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1406 275 2585 951"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 275 2122 317">項目</th> <th data-bbox="2122 275 2407 317">頻度</th> <th data-bbox="2407 275 2585 317">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 317 2122 411">1. 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(蓄電池および充電器)の機能を確認する。</td> <td data-bbox="2122 317 2407 411">定事検停止時</td> <td data-bbox="2407 317 2585 411">課長(電気)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 411 2122 506">2. B-115V系蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 411 2407 506">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 411 2585 506">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 506 2122 600">3. B1-115V系蓄電池(SA)の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 506 2407 600">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 506 2585 600">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 600 2122 695">4. 230V系蓄電池(RCIC)の浮動充電時の蓄電池電圧が230V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 600 2407 695">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 600 2585 695">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 695 2122 789">5. SA用115V系蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2122 695 2407 789">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 695 2585 789">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 789 2122 884">6. B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)および230V系充電器(RCIC)の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="2122 789 2407 884">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 789 2585 884">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1406 884 2122 951">7. SA用115V系充電器の出力電圧を確認する。</td> <td data-bbox="2122 884 2407 951">1週間に1回</td> <td data-bbox="2407 884 2585 951">当直長</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 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(蓄電池および充電器)の機能を確認する。	定事検停止時	課長(電気)	2. B-115V系蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	3. B1-115V系蓄電池(SA)の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	4. 230V系蓄電池(RCIC)の浮動充電時の蓄電池電圧が230V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	5. SA用115V系蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長	6. B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)および230V系充電器(RCIC)の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	7. SA用115V系充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	<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. 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(蓄電池および充電器)の機能を確認する。	定事検停止時	課長(電気)																										
2. B-115V系蓄電池の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																										
3. B1-115V系蓄電池(SA)の浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																										
4. 230V系蓄電池(RCIC)の浮動充電時の蓄電池電圧が230V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																										
5. SA用115V系蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が115V以上であることを確認する。	1週間に1回	当直長																										
6. B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)および230V系充電器(RCIC)の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																										
7. SA用115V系充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 蓄電池が動作不能の場合	A1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機 B系を起動し、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. 当直長は、常設代替交流電源設備が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. 当直長は、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. 充電器が動作不能の場合	B1. 当直長は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)およびSA用115V系蓄電池が健全であることを確認する。 および B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機B系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。 および B3. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。 および B4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 3日間 30日間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	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. 当直長は、 <u>高温停止にする。</u> および C2. 当直長は、 <u>冷温停止にする。</u>	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換	A. 蓄電池が動作不能の場合	A1. 当直長は、 <u>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。</u> および A2. 当直長は、 <u>常設代替交流電源設備が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。</u>	速やかに 速やかに		
	B. 充電器が動作不能の場合	B1. 当直長は、 <u>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。</u> および B2. 当直長は、 <u>常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、残りの充電器が健全であることを確認する。</u>	速やかに 速やかに		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(なし)</p>	<p>65-12-4 可搬型直流電源設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 453"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>可搬型直流電源設備による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 499 2585 1010"> <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 冷温停止 燃料交換 </td> <td>B1-115V系充電器(SA)</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>SA用115V系充電器</td> <td>※1</td> </tr> <tr> <td>高圧発電機車</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>ガスタービン発電機用軽油タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td> 運転 起動 高温停止 </td> <td>230V系充電器(常用)</td> <td>1個</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第65条(65-12-3 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)において運転上の制限等を定める。</p> <p>※2：第65条(65-12-2 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>※3：第65条(65-12-6 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="1403 1276 2585 1444"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 230V系充電器(常用)の機能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>2. 230V系充電器(常用)の出力電圧を確認する。</td> <td>1週間に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備による電源系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	B1-115V系充電器(SA)	※1	SA用115V系充電器	※1	高圧発電機車	※2	タンクローリ	※3	ガスタービン発電機用軽油タンク	※3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※3	運転 起動 高温停止	230V系充電器(常用)	1個	項目	頻度	担当	1. 230V系充電器(常用)の機能を確認する。	定事検停止時	課長(電気)	2. 230V系充電器(常用)の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長	<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																																	
可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備による電源系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	B1-115V系充電器(SA)	※1																																
	SA用115V系充電器	※1																																
	高圧発電機車	※2																																
	タンクローリ	※3																																
	ガスタービン発電機用軽油タンク	※3																																
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	※3																																
運転 起動 高温停止	230V系充電器(常用)	1個																																
項目	頻度	担当																																
1. 230V系充電器(常用)の機能を確認する。	定事検停止時	課長(電気)																																
2. 230V系充電器(常用)の出力電圧を確認する。	1週間に1回	当直長																																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 230V系充電器（常用）が動作不能の場合	A1. 当直長は、230V系蓄電池（RCIC）が健全であることを確認する。 および A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機B系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、230V系充電器（RCIC）が健全であることを確認する。 および A3. 当直長は、常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認するとともに、230V系充電器（RCIC）が健全であることを確認する。 および A4. 当直長は、当該充電器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(なし)</p>	<p>65-12-5 代替所内電気設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 485"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1819 409">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2585 409">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 409 1819 485">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="1819 409 2585 485">代替所内電気設備^{※1}からの給電系が使用可能であること^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 531 2585 1167"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 531 1694 621">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 531 2368 621">設備</th> <th data-bbox="2368 531 2585 621">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 621 1694 1167" rowspan="9"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1694 621 2368 680">緊急用メタクラ</td> <td data-bbox="2368 621 2585 680">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 680 2368 739">メタクラ切替盤</td> <td data-bbox="2368 680 2585 739">2個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 739 2368 798">高圧発電機車接続プラグ収納箱</td> <td data-bbox="2368 739 2585 798">2個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 798 2368 856">緊急用メタクラ接続プラグ盤</td> <td data-bbox="2368 798 2585 856">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 856 2368 915">SAロードセンタ</td> <td data-bbox="2368 856 2585 915">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 915 2368 974">SA1コントロールセンタ</td> <td data-bbox="2368 915 2585 974">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 974 2368 1033">SA2コントロールセンタ</td> <td data-bbox="2368 974 2585 1033">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 1033 2368 1092">充電器電源切替盤</td> <td data-bbox="2368 1033 2585 1092">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 1092 2368 1167">SA電源切替盤</td> <td data-bbox="2368 1092 2585 1167">2個</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故操作盤を含む。</p> <p>※2：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。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 1350 2585 1488"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 1350 2119 1396">項目</th> <th data-bbox="2119 1350 2401 1396">頻度</th> <th data-bbox="2401 1350 2585 1396">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1396 2119 1488">1. 代替所内電気設備からの給電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 data-bbox="2119 1396 2401 1488">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1396 2585 1488">当直長</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 ^{※1} からの給電系が使用可能であること ^{※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 冷温停止 燃料交換	緊急用メタクラ	1個	メタクラ切替盤	2個	高圧発電機車接続プラグ収納箱	2個	緊急用メタクラ接続プラグ盤	1個	SAロードセンタ	1個	SA1コントロールセンタ	1個	SA2コントロールセンタ	1個	充電器電源切替盤	1個	SA電源切替盤	2個	項目	頻度	担当	1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長	<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																																	
代替所内電気設備	代替所内電気設備 ^{※1} からの給電系が使用可能であること ^{※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 冷温停止 燃料交換	緊急用メタクラ	1個																																
	メタクラ切替盤	2個																																
	高圧発電機車接続プラグ収納箱	2個																																
	緊急用メタクラ接続プラグ盤	1個																																
	SAロードセンタ	1個																																
	SA1コントロールセンタ	1個																																
	SA2コントロールセンタ	1個																																
	充電器電源切替盤	1個																																
	SA電源切替盤	2個																																
項目	頻度	担当																																
1. 代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1箇月に1回	当直長																																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 緊急用メタクルが動作不能の場合	A1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
		B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
		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. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
	低温停止 燃料交換	A. 緊急用メタクルが動作不能の場合	A1. 当直長は、常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。	速やかに	
		B. 代替所内電気設備による電源系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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 B2. 当直長は、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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(なし)</p>	<p>65-12-6 燃料補給設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 363 2591 636"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 363 1819 405">項目</th> <th data-bbox="1819 363 2591 405">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 405 1819 636" style="text-align: center;">燃料補給設備</td> <td data-bbox="1819 405 2591 636"> (1) ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値以上であること (2) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であること (3) 所要数のタンクローリが動作可能であること※1 </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 680 2591 995"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 680 1694 772">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 680 2368 772">設備</th> <th data-bbox="2368 680 2591 772">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 772 1694 848">運転 起動</td> <td data-bbox="1694 772 2368 848">ガスタービン発電機用軽油タンク</td> <td data-bbox="2368 772 2591 848">6,219mm</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 848 1694 919">高温停止 低温停止</td> <td data-bbox="1694 848 2368 919">非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク※2</td> <td data-bbox="2368 848 2591 919">721m³※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 919 1694 995">燃料交換</td> <td data-bbox="1694 919 2368 995">タンクローリ</td> <td data-bbox="2368 919 2591 995">1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要なホースを含む。</p> <p>※2：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が必要量確保されていない場合は、第60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>※3：非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク6基の燃料貯蔵量の合計値</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 1268 2591 1583"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 1268 2119 1310">項目</th> <th data-bbox="2119 1268 2407 1310">頻度</th> <th data-bbox="2407 1268 2591 1310">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 1310 2119 1402">1. ガスタービン発電機用軽油タンクの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="2119 1310 2407 1402">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1310 2591 1402">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1402 2119 1495">2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 1402 2407 1495">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1402 2591 1495">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1495 2119 1583">3. 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="2119 1495 2407 1583">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2407 1495 2591 1583">課長 (タービン)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	燃料補給設備	(1) ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値以上であること (2) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であること (3) 所要数のタンクローリ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	ガスタービン発電機用軽油タンク	6,219mm	高温停止 低温停止	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク※2	721m ³ ※3	燃料交換	タンクローリ	1台	項目	頻度	担当	1. ガスタービン発電機用軽油タンクの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箇月に1回	当直長	2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	3. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)	<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																													
燃料補給設備	(1) ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値以上であること (2) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であること (3) 所要数のタンクローリ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	ガスタービン発電機用軽油タンク	6,219mm																												
高温停止 低温停止	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク※2	721m ³ ※3																												
燃料交換	タンクローリ	1台																												
項目	頻度	担当																												
1. ガスタービン発電機用軽油タンクの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箇月に1回	当直長																												
2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																												
3. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (タービン)																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. ガスタービン発電機用軽油タンクレベルが所要値を満足していない場合	A1. 当直長は、ガスタービン発電機用軽油タンクレベルを所要値内に回復させる。	2日間	
	B. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量が所要値を満足していない場合	B1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの燃料貯蔵量を所要値内に回復させる。	2日間	
	C. 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	C1. 課長（タービン）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（タービン）は、代替措置 ^{※4} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※5} 。	2日間 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. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※6} を動作不能 ^{※7} とみなす。	速やかに	
	E. 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	E1. 当直長は、燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※6} を動作不能 ^{※7} とみなす。	速やかに	
	F. 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	F1. 課長（タービン）は、タンクローリによる燃料補給を要する重大事故等対処設備 ^{※6} を動作不能 ^{※7} とみなす。	速やかに	
	※4：代替品の補充等をいう。 ※5：2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Fには移行しない。 ※6：燃料補給を要する重大事故等対処設備とは、以下をいう。 ガスタービン発電機用軽油タンク；高圧発電機車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車および大量送水車ならびにガスタービン発電機 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク；高圧発電機車、高圧発電機車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車および大量送水車 タンクローリ；高圧発電機車、可搬式窒素供給装置、大型送水ポンプ車および大量送水車			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
	<p>※7：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>	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考						
<p>(なし)</p>	<p>表 6 5 - 1 3 計装設備</p> <p>6 5 - 1 3 - 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="1403 451 2585 646"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 451 1843 499">項 目</th> <th data-bbox="1843 451 2585 499">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 499 1843 569">主要パラメータ</td> <td data-bbox="1843 499 2585 569">1チャンネル以上が監視可能であること※1※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 569 1843 646">代替パラメータ</td> <td data-bbox="1843 569 2585 646">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校正時は，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，監視可能であれば発電用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>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※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	<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	1チャンネル以上が監視可能であること※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							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	1. 原子炉圧力容器内の温度			・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	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※4}	原子炉圧力容器 温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル 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） ③残留熱除去系熱交換器入口 温度	
	※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			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	2. 原子炉圧力容器内の圧力			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	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		
	運転 起動 高温停止 冷温停止	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）		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。
			③原子炉水位（燃料域）		
	③原子炉水位（SA）				
	③原子炉圧力容器温度（SA）				
	原子炉圧力（SA）	①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。		
		②原子炉水位（広帯域）	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。		
		②原子炉水位（燃料域）			
		②原子炉水位（SA）			
	②原子炉圧力容器温度（SA）				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考																		
	<p>3. 原子炉圧力容器内の水位</p> <table border="1" data-bbox="1403 275 2585 1467"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 275 1620 384">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1620 275 1866 384">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 275 2585 327">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 327 2228 384">要素</th> <th data-bbox="2228 327 2585 384">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 384 1620 1467" rowspan="4"> 運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換^{※5} </td> <td data-bbox="1620 384 1866 1467" rowspan="4"> 原子炉水位 (広帯域) </td> <td data-bbox="1866 384 2228 564"> ①主要パラメータの他チャンネル </td> <td data-bbox="2228 384 2585 564"> 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="1866 564 2228 655"> ②原子炉水位(SA) </td> <td data-bbox="2228 564 2585 655"> 原子炉水位(SA)により推定する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 655 2228 1287"> ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量(常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 </td> <td data-bbox="2228 655 2585 1287"> 機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1287 2228 1467"> ④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④サプレッションチェンバ圧力(SA) </td> <td data-bbox="2228 1287 2585 1467"> 差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 </td> </tr> </tbody> </table>			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	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位 (広帯域)	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)	原子炉水位(SA)により推定する。	③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量(常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。	④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④サプレッションチェンバ圧力(SA)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
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																			
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位 (広帯域)	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)	原子炉水位(SA)により推定する。																			
		③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量(常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。																			
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④サプレッションチェンバ圧力(SA)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	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	・原子力規制委員会設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 低温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量	推定方法 ①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) により推定する。 ③機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。	
④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッションチェンバ圧力 (SA)		④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッションチェンバ圧力 (SA)	④差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	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	・原子力規制委員会設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 低温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③サブプレッションチェンバ圧力（SA）	原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）により推定する。 機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	
※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				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	4. 原子炉压力容器への注水量			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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	
	運転 起動 ^{※6} 高温停止 ^{※6}	高圧原子炉代替注水 流量	①サブプレッションプール水位 (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)	
	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量		①サブプレッションプール水位 (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)	
	高圧炉心スプレイポンプ 出口流量		①サブプレッションプール水位 (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)	
	※6：高圧原子炉代替注水流量および原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量については、原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合に適用する。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
<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^{※7}</p>	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	
	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽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）	注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量（常設）を推定する。	
	低圧原子炉代替注水流量	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（SA）	注水先の原子炉水位の水位変化により低圧原子炉代替注水流量を推定する。	
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（SA）	注水先の原子炉水位の水位変化により低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を推定する。	
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サプレッションプール水位（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）	水源であるサプレッションプール水位の変化により注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッションプール水位（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）	水源であるサプレッションプール水位の変化により注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッションプール水位（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）	水源であるサプレッションプール水位の変化により注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</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>	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	5. 格納容器への注水量			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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	
	運転 起動 高温停止	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力(SA) ②サプレッションチェンバ圧力(SA) ②ドライウエル水位 ②サプレッションプール水位(SA) ②ペDESTAL水位	
	格納容器代替 スプレイ流量	①ドライウエル圧力(SA) ①サプレッションチェンバ圧力(SA) ①ドライウエル水位 ①サプレッションプール水位(SA) ①ペDESTAL水位	注水先のドライウエル圧力(SA)またはサプレッションチェンバ圧力(SA)より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 注水先のドライウエル水位、サプレッションプール水位(SA)およびペDESTAL水位の変化により格納容器代替スプレイ流量を推定する。	
	ペDESTAL代替 注水流量	①ペDESTAL水位 ①ドライウエル水位	注水先のペDESTAL水位およびドライウエル水位の変化によりペDESTAL代替注水流量を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	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		・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）
	運転 起動 高温停止	要素	要素	推定方法	
	<u>ペDESTAL代替注水流量</u> (狭帯域用)	①ペDESTAL水位 ①ドライウェル水位	<u>注水先のペDESTAL水位およびドライウェル水位の変化によりペDESTAL代替注水流量</u> (狭帯域用)を推定する。		
<u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u>	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	<u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。</u>			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>運転 起動 高温停止</p>	6. 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
		ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル温度 (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。
			②ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL温度 (SA) により推定する。
			③ドライウエル圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
			④サプレッションチェンバ圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してサプレッションチェンバ圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。
		ペDESTAL温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ペDESTAL温度 (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。
			②ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル温度 (SA) により推定する。
			③ドライウエル圧力 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペDESTAL温度 (SA) を推定する。
		ペDESTAL水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ペDESTAL水温度 (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。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	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		・原子力規制委員会設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	サプレッションチェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッションチェンバ温度 (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。	
	②サプレッションプール水温度 (SA)		サプレッションプール水温度 (SA) によりサプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。		
	③サプレッションチェンバ圧力 (SA)		飽和温度/圧力の関係を利用してサプレッションチェンバ圧力 (SA) によりサプレッションチェンバ温度 (SA) を推定する。		
	サプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッションプール水温度 (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。		
		②サプレッションチェンバ温度 (SA)	サプレッションチェンバ温度 (SA) によりサプレッションプール水温度 (SA) を推定する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	7. 格納容器内の圧力			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	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		
	運転 起動 高温停止	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル		ドライウエル圧力 (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。
			②サプレッションチェンバ圧力 (SA)		サプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定する。
			③ドライウエル温度 (SA) ③ペDESTAL温度 (SA)		飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA)、ペDESTAL温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。
	サプレッションチェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッションチェンバ圧力 (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。		
		②ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA) により推定する。		
		③サプレッションチェンバ温度 (SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してサプレッションチェンバ温度 (SA) によりサプレッションチェンバ圧力 (SA) を推定する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	8. 格納容器内の水位			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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	
	運転 起動 高温停止	ドライウエル水位	①サブプレッションプール水位（SA） 格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水位（SA）により推定する。	
②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ②ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）			機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
<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</p> <p>要素</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>要素 推定方法</p>		<p>・原子力規制委員会設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>サブプレッションプール水位（SA）</p>	<p>①代替注水流量（常設） ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペDESTAL代替注水流量 ①ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）</p>	<p>機器動作状態にある流量により、サブプレッションプール水位（SA）を推定する。</p>		<p>機器動作状態にある流量により、サブプレッションプール水位（SA）を推定する。</p>
		<p>②低圧原子炉代替注水槽水位</p>	<p>水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッションプール水位（SA）を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>		<p>水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッションプール水位（SA）を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>
			<p>③ [サブプレッションプール水位]</p>		<p>監視可能であればサブプレッションプール水位（常用計器）により、水位を推定する。</p>
	<p>ペDESTAL水位</p>	<p>①主要パラメータの他チャンネル</p>	<p>ペDESTAL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>ペDESTAL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>ペDESTAL水位</p>	<p>②代替注水流量（常設） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量</p>	<p>代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量により、ペDESTAL水位を推定する。</p>		<p>代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量により、ペDESTAL水位を推定する。</p>
		<p>③低圧原子炉代替注水槽水位</p>	<p>水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペDESTAL水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>		<p>水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ペDESTAL水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	9. 格納容器内の水素濃度			・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	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	
	運転 起動 高温停止	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度(SA) 格納容器水素濃度(SA)により推定する。 ② [格納容器水素濃度(A系)] 監視可能であれば格納容器水素濃度(A系)(常用計器)により、水素濃度を推定する。	
		格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度(B系) 格納容器水素濃度(B系)により推定する。 ② [格納容器水素濃度(A系)] 監視可能であれば格納容器水素濃度(A系)(常用計器)により、水素濃度を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	10. 格納容器内の放射線量率				・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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		
	運転 起動 高温停止	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）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。	
		格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）	② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、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、格納容器内の放射線量率を推定する。	
		格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）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]	監視可能であれば、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、格納容器内の放射線量率を推定する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	1.1. 未臨界の維持または監視			・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）
	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	
	起動 ^{※8} 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※9}	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系]	
	起動 高温停止 ^{※10} 冷温停止 ^{※10} 燃料交換 ^{※10}	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系]	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	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		・原子力規制委員会設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	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域計装の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中性子源領域計装 ②中間領域計装	中性子源領域計装、中間領域計装により推定する。		
		③ [制御棒手動操作・監視系]	制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が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。		
	[制御棒手動操作・監視系]	①中性子源領域計装	中性子源領域計装により推定する。		
		②中間領域計装	中間領域計装により推定する。		
		②平均出力領域計装	平均出力領域計装により推定する。		
※8：中間領域計装がレンジ2以下である場合。					
※9：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は除く。					
※10：1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。					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考																																																	
	<p>12. 最終ヒートシンクの確保</p> <p>(1) 残留熱代替除去系</p> <table border="1" data-bbox="1386 319 2605 1558"> <thead> <tr> <th data-bbox="1386 319 1596 424">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1608 319 1834 361">主要パラメータ</th> <th colspan="2" data-bbox="1846 319 2605 361">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <th data-bbox="1608 369 1834 411">要素</th> <th data-bbox="1846 369 2181 411">要素</th> <th data-bbox="2193 369 2605 411">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1386 432 1596 558">運転 起動 高温停止</td> <td data-bbox="1608 432 1834 558">サプレッションプール水温度 (SA)</td> <td data-bbox="1846 432 2181 558">①主要パラメータの他チャンネル</td> <td data-bbox="2193 432 2605 558">サプレッションプール水温度 (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。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1846 567 2181 693">②サプレッションチェンバ温度 (SA)</td> <td data-bbox="2193 567 2605 693">サプレッションチェンバ温度 (SA) によりサプレッションプール水温度 (SA) を推定する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1608 701 1834 827">残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td data-bbox="1846 701 2181 827">①サプレッションプール水温度 (SA)</td> <td data-bbox="2193 701 2605 827">熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッションプール水温度 (SA) により推定する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1608 835 1834 1423" rowspan="4">残留熱代替除去系 原子炉注水流量</td> <td data-bbox="1846 835 2181 961">①サプレッションプール水位 (SA)</td> <td data-bbox="2193 835 2605 961">水源であるサプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1846 970 2181 1012">②原子炉水位 (広帯域)</td> <td data-bbox="2193 970 2605 1012">注水先の原子炉水位の水位変化により</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1846 1020 2181 1062">②原子炉水位 (燃料域)</td> <td data-bbox="2193 1020 2605 1062">残留熱代替除去系原子炉注水</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1846 1071 2181 1113">②原子炉水位 (SA)</td> <td data-bbox="2193 1071 2605 1113">流量を推定する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1846 1121 2181 1205">③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</td> <td data-bbox="2193 1121 2605 1205">残留熱代替除去ポンプ出口圧力から</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1846 1213 2181 1297">③残留熱代替除去ポンプ出口圧力</td> <td data-bbox="2193 1213 2605 1297">残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1846 1306 2181 1423">④原子炉圧力容器温度 (SA)</td> <td data-bbox="2193 1306 2605 1423">残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1846 1432 2181 1558">④原子炉圧力容器温度 (SA)</td> <td data-bbox="2193 1432 2605 1558">原子炉圧力容器温度 (SA) 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。</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	運転 起動 高温停止	サプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッションプール水温度 (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。			②サプレッションチェンバ温度 (SA)	サプレッションチェンバ温度 (SA) によりサプレッションプール水温度 (SA) を推定する。		残留熱除去系熱交換器出口温度	①サプレッションプール水温度 (SA)	熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッションプール水温度 (SA) により推定する。		残留熱代替除去系 原子炉注水流量	①サプレッションプール水位 (SA)	水源であるサプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。		②原子炉水位 (広帯域)	注水先の原子炉水位の水位変化により		②原子炉水位 (燃料域)	残留熱代替除去系原子炉注水		②原子炉水位 (SA)	流量を推定する。			③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去ポンプ出口圧力から			③残留熱代替除去ポンプ出口圧力	残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から			④原子炉圧力容器温度 (SA)	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。			④原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力容器温度 (SA) 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。	<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>
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	サプレッションプール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッションプール水温度 (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。																																																			
		②サプレッションチェンバ温度 (SA)	サプレッションチェンバ温度 (SA) によりサプレッションプール水温度 (SA) を推定する。																																																			
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サプレッションプール水温度 (SA)	熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッションプール水温度 (SA) により推定する。																																																			
	残留熱代替除去系 原子炉注水流量	①サプレッションプール水位 (SA)	水源であるサプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。																																																			
		②原子炉水位 (広帯域)	注水先の原子炉水位の水位変化により																																																			
		②原子炉水位 (燃料域)	残留熱代替除去系原子炉注水																																																			
		②原子炉水位 (SA)	流量を推定する。																																																			
		③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去ポンプ出口圧力から																																																			
		③残留熱代替除去ポンプ出口圧力	残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から																																																			
		④原子炉圧力容器温度 (SA)	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。																																																			
		④原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉圧力容器温度 (SA) 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。																																																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考													
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 275 1587 380">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1599 275 1834 380">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1834 275 2599 327">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1834 327 2184 380">要素</th> <th data-bbox="2184 327 2599 380">推定方法</th> </tr> </thead> </table>	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	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1599 275 1834 380">要素</th> <th data-bbox="1834 275 2184 380">要素</th> <th data-bbox="2184 275 2599 380">推定方法</th> </tr> </thead> </table>	要素	要素	推定方法	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1834 275 2184 380">要素</th> <th data-bbox="2184 275 2599 380">推定方法</th> </tr> </thead> </table>	要素	推定方法	<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>
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														
要素	要素	推定方法															
要素	推定方法																
	<p>運転 起動 高温停止</p>	<p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</p>	<p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サプレッションプール水温度（SA） ②ドライウエル温度（SA） ②サプレッションチェンバ温度（SA）</p>	<p>残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 サプレッションプール水温度（SA）、ドライウエル温度（SA）、サプレッションチェンバ温度（SA）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。</p>													

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	(2) 格納容器フィルタベント系			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	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		
	運転 起動 高温停止	スクラバ容器 水位	①主要パラメータの他チャ ンネル		スクラバ容器水位の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。
		スクラバ容器 圧力	①主要パラメータの他チャ ンネル		スクラバ容器圧力の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。
		スクラバ容器 温度	②ドライウエル圧力 (SA) ②サプレッションチェンバ 圧力 (SA)		ドライウエル圧力 (SA) またはサブ レッションチェンバ圧力 (SA) の傾 向監視により格納容器フィルタベン ト系の健全性を推定する。
		スクラバ容器 温度	①主要パラメータの他チャ ンネル		スクラバ容器温度の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。
		第1ベントフィ ルタ出口放射線 モニタ (高レン ジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャ ンネル		第1ベントフィルタ出口放射線モニ タ (高レンジ) 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。
		第1ベントフィ ルタ出口水素濃 度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)		予備の第1ベントフィルタ出口水素 濃度により推定する。 格納容器内の水素ガスが格納容器フ ィルタベント系の配管内を通過する ことから、格納容器水素濃度 (B系) および格納容器水素濃度 (SA) によ り推定する。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	(3) 残留熱除去系			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	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		
	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※11}	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サプレッションプール水温度 (SA)		
		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 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量		
		残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力		
	※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				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考																																									
	<p>1.3. 格納容器バイパスの監視</p> <p>(1) 原子炉圧力容器内の状態</p> <table border="1" data-bbox="1403 317 2585 1745"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 317 1620 426">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1620 317 1866 426">主要パラメータ 要素</th> <th colspan="2" data-bbox="1866 317 2585 369">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <th data-bbox="1866 369 2220 426">要素</th> <th data-bbox="2220 369 2585 426">推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 426 1620 701" rowspan="2"> <u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u> </td> <td data-bbox="1620 426 1866 701" rowspan="2"> <u>原子炉水位</u> (広帯域) </td> <td data-bbox="1866 426 2220 611"> ①<u>主要パラメータの他チャンネル</u> </td> <td data-bbox="2220 426 2585 611"> <u>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。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 611 2220 701"> ②<u>原子炉水位(SA)</u> </td> <td data-bbox="2220 611 2585 701"> <u>原子炉水位(SA)により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 701 1620 976" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1620 701 1866 976" rowspan="2"> <u>原子炉水位</u> (燃料域) </td> <td data-bbox="1866 701 2220 886"> ①<u>主要パラメータの他チャンネル</u> </td> <td data-bbox="2220 701 2585 886"> <u>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。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 886 2220 976"> ②<u>原子炉水位(SA)</u> </td> <td data-bbox="2220 886 2585 976"> <u>原子炉水位(SA)により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 976 1620 1108"></td> <td data-bbox="1620 976 1866 1108"> <u>原子炉水位(SA)</u> </td> <td data-bbox="1866 976 2220 1108"> ①<u>原子炉水位(広帯域)</u> ①<u>原子炉水位(燃料域)</u> </td> <td data-bbox="2220 976 2585 1108"> <u>原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1108 1620 1518" rowspan="3"></td> <td data-bbox="1620 1108 1866 1518" rowspan="3"> <u>原子炉圧力</u> </td> <td data-bbox="1866 1108 2220 1241"> ①<u>主要パラメータの他チャンネル</u> </td> <td data-bbox="2220 1108 2585 1241"> <u>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。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1241 2220 1339"> ②<u>原子炉圧力(SA)</u> </td> <td data-bbox="2220 1241 2585 1339"> <u>原子炉圧力(SA)により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1339 2220 1518"> ③<u>原子炉水位(広帯域)</u> ③<u>原子炉水位(燃料域)</u> ③<u>原子炉水位(SA)</u> ③<u>原子炉圧力容器温度(SA)</u> </td> <td data-bbox="2220 1339 2585 1518"> <u>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。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1518 1620 1745" rowspan="4"></td> <td data-bbox="1620 1518 1866 1745" rowspan="4"> <u>原子炉圧力(SA)</u> </td> <td data-bbox="1866 1518 2220 1570"> ①<u>原子炉圧力</u> </td> <td data-bbox="2220 1518 2585 1570"> <u>原子炉圧力により推定する。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1570 2220 1623"> ②<u>原子炉水位(広帯域)</u> </td> <td data-bbox="2220 1570 2585 1623" rowspan="2"> <u>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。</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1623 2220 1696"> ②<u>原子炉水位(燃料域)</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 1696 2220 1745"> ②<u>原子炉水位(SA)</u> ②<u>原子炉圧力容器温度(SA)</u> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				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	<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u>	<u>原子炉水位</u> (広帯域)	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>	② <u>原子炉水位(SA)</u>	<u>原子炉水位(SA)により推定する。</u>		<u>原子炉水位</u> (燃料域)	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>	② <u>原子炉水位(SA)</u>	<u>原子炉水位(SA)により推定する。</u>		<u>原子炉水位(SA)</u>	① <u>原子炉水位(広帯域)</u> ① <u>原子炉水位(燃料域)</u>	<u>原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)により推定する。</u>		<u>原子炉圧力</u>	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>	② <u>原子炉圧力(SA)</u>	<u>原子炉圧力(SA)により推定する。</u>	③ <u>原子炉水位(広帯域)</u> ③ <u>原子炉水位(燃料域)</u> ③ <u>原子炉水位(SA)</u> ③ <u>原子炉圧力容器温度(SA)</u>	<u>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。</u>		<u>原子炉圧力(SA)</u>	① <u>原子炉圧力</u>	<u>原子炉圧力により推定する。</u>	② <u>原子炉水位(広帯域)</u>	<u>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。</u>	② <u>原子炉水位(燃料域)</u>	② <u>原子炉水位(SA)</u> ② <u>原子炉圧力容器温度(SA)</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>
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																																											
<u>運転</u> <u>起動</u> <u>高温停止</u>	<u>原子炉水位</u> (広帯域)	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>																																											
		② <u>原子炉水位(SA)</u>	<u>原子炉水位(SA)により推定する。</u>																																											
	<u>原子炉水位</u> (燃料域)	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>																																											
		② <u>原子炉水位(SA)</u>	<u>原子炉水位(SA)により推定する。</u>																																											
	<u>原子炉水位(SA)</u>	① <u>原子炉水位(広帯域)</u> ① <u>原子炉水位(燃料域)</u>	<u>原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)により推定する。</u>																																											
	<u>原子炉圧力</u>	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u>	<u>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。</u>																																											
		② <u>原子炉圧力(SA)</u>	<u>原子炉圧力(SA)により推定する。</u>																																											
		③ <u>原子炉水位(広帯域)</u> ③ <u>原子炉水位(燃料域)</u> ③ <u>原子炉水位(SA)</u> ③ <u>原子炉圧力容器温度(SA)</u>	<u>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。</u>																																											
	<u>原子炉圧力(SA)</u>	① <u>原子炉圧力</u>	<u>原子炉圧力により推定する。</u>																																											
		② <u>原子炉水位(広帯域)</u>	<u>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。</u>																																											
		② <u>原子炉水位(燃料域)</u>																																												
		② <u>原子炉水位(SA)</u> ② <u>原子炉圧力容器温度(SA)</u>																																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	(2) 格納容器内の状態			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
	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		
	運転 起動 高温停止	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル		ドライウエル温度(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。
			②ドライウエル圧力(SA)		飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力(SA)によりドライウエル温度(SA)を推定する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル圧力(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。		
		②サプレッションチェンバ 圧力(SA)	サプレッションチェンバ圧力(SA)により推定する。		
		③ドライウエル温度(SA)	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度(SA)によりドライウエル圧力(SA)を推定する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	(3) 原子炉建物内の状態			・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	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		
	運転 起動 高温停止	残留熱除去ポンプ 出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ② [エリア放射線モニタ]		原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレイ ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ② [エリア放射線モニタ]	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	1.4. 水源の確保			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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	
	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※12}	低圧原子炉代替注 水槽水位	①代替注水流量（常設） 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） ②サプレッションプール水位（SA） ②低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	
※12：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				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
<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</p> <p>要素</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>要素</p> <p>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>サブプレッションプール水位（SA）</p>	<p>①高圧原子炉代替注水流量</p> <p>①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</p> <p>①高圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去ポンプ出口流量</p> <p>①低圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量</p>	<p>サブプレッションプールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>		<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱代替除去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、水源であるサブプレッションプール水位（SA）が確保されていることを推定する。</p>
		<p>②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</p> <p>②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</p> <p>②残留熱除去ポンプ出口圧力</p> <p>②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</p> <p>②残留熱代替除去ポンプ出口圧力</p>	<p>③ [サブプレッションプール水位]</p>		<p>監視可能であればサブプレッションプール水位（常用計器）により、水位を推定する。</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	15. 原子炉建物内の水素濃度			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
適用される 原子炉の状態 運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 ^{※13}	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法	
	原子炉建物水素濃度 ^{※14}	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物水素濃度の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。 静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。	
※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。				
（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				
※14：第65条（65-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視）において運転上の制限等を定める。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	1.6. 格納容器内の酸素濃度			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	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	
	運転 起動 高温停止	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) または格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 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) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の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。 ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] 監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考	
	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	<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>運転 起動 高温停止</p>	<p>格納容器酸素濃度 (SA)</p>	①格納容器酸素濃度 (B系)	格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。		
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) または格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 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) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。		
		②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の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。		
	③ [格納容器酸素濃度 (A系)]	監視可能であれば格納容器酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
<p>適用される 原子炉の状態</p> <p>燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</p>	17. 燃料プールの監視 ^{※15}			<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>
	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法	
	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA)	燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。	
		②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プール水位を推定する。	
		③燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。	
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA)	燃料プール水位 (SA) により、水位・温度を推定する。	
		②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの水位を推定する。	
		③燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。	
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA)	燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA) 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。	
	①燃料プール水位・温度 (SA)	燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。		
燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	①燃料プール水位 (SA)	燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。		
	①燃料プール水位・温度 (SA)	燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。		
	①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。		

※15：第65条（65-9-3 燃料プール監視設備）において運転上の制限等を定める。

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考															
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1389 275 2602 657"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 275 2065 327">項目</th> <th data-bbox="2065 275 2368 327">頻度</th> <th data-bbox="2368 275 2602 327">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 327 2065 380">1. 動作不能でないことを指示により確認する^{※16}。</td> <td data-bbox="2065 327 2368 380">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2368 327 2602 380">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 380 2065 474">2. 格納容器水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2065 380 2368 474">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2368 380 2602 474">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 474 2065 569">3. 第1ベントフィルタ出口水素濃度が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2065 474 2368 569">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2368 474 2602 569">課長 (計装)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1389 569 2065 657">4. チャンネル校正を実施する。</td> <td data-bbox="2065 569 2368 657">定事検停止時</td> <td data-bbox="2368 569 2602 657">課長 (計装)</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 動作不能でないことを指示により確認する ^{※16} 。	1箇月に1回	当直長	2. 格納容器水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	3. 第1ベントフィルタ出口水素濃度が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (計装)	4. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長 (計装)	<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. 動作不能でないことを指示により確認する ^{※16} 。	1箇月に1回	当直長																	
2. 格納容器水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																	
3. 第1ベントフィルタ出口水素濃度が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (計装)																	
4. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	課長 (計装)																	
	<p>※16：格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）および第1ベントフィルタ出口水素濃度を除く。</p>																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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)
	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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、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. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、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. 当直長は、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	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																	
(なし)	<p>65-13-2 補助パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 363 2588 506"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 363 1816 409">項目</th> <th data-bbox="1816 363 2588 409">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 409 1816 506">補助パラメータ</td> <td data-bbox="1816 409 2588 506">補助パラメータが監視可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>1. 電源関係</p> <table border="1" data-bbox="1400 596 2588 1423"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 596 1641 688">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1641 596 2119 688">補助パラメータ</th> <th data-bbox="2119 596 2588 688">動作可能であるべき チャンネル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 688 1641 1289" rowspan="10"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1641 688 2119 741">C-メタクラ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 688 2588 741" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 741 2119 793">D-メタクラ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 741 2588 793" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 793 2119 846">HPCS-メタクラ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 793 2588 846" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 846 2119 898">C-ロードセンタ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 846 2588 898" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 898 2119 951">D-ロードセンタ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 898 2588 951" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 951 2119 1003">緊急用メタクラ電圧</td> <td data-bbox="2119 951 2588 1003" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1003 2119 1056">SAロードセンタ母線電圧</td> <td data-bbox="2119 1003 2588 1056" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1056 2119 1108">B1-115V系蓄電池(SA)電圧</td> <td data-bbox="2119 1056 2588 1108" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1108 2119 1161">A-115V系直流盤母線電圧</td> <td data-bbox="2119 1108 2588 1161" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1161 2119 1213">B-115V系直流盤母線電圧</td> <td data-bbox="2119 1161 2588 1213" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1641 1213 2119 1289">SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</td> <td data-bbox="2119 1213 2588 1289" style="text-align: center;">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1289 1641 1423"> 運転 起動 高温停止 </td> <td data-bbox="1641 1289 2119 1423">230V系直流盤(常用)母線電圧</td> <td data-bbox="2119 1289 2588 1423" style="text-align: center;">1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：監視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	補助パラメータが監視可能であること※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 冷温停止 燃料交換	C-メタクラ母線電圧	1	D-メタクラ母線電圧	1	HPCS-メタクラ母線電圧	1	C-ロードセンタ母線電圧	1	D-ロードセンタ母線電圧	1	緊急用メタクラ電圧	1	SAロードセンタ母線電圧	1	B1-115V系蓄電池(SA)電圧	1	A-115V系直流盤母線電圧	1	B-115V系直流盤母線電圧	1	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	1	運転 起動 高温停止	230V系直流盤(常用)母線電圧	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	補助パラメータが監視可能であること※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 冷温停止 燃料交換	C-メタクラ母線電圧	1																																	
	D-メタクラ母線電圧	1																																	
	HPCS-メタクラ母線電圧	1																																	
	C-ロードセンタ母線電圧	1																																	
	D-ロードセンタ母線電圧	1																																	
	緊急用メタクラ電圧	1																																	
	SAロードセンタ母線電圧	1																																	
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧	1																																	
	A-115V系直流盤母線電圧	1																																	
	B-115V系直流盤母線電圧	1																																	
SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	1																																		
運転 起動 高温停止	230V系直流盤(常用)母線電圧	1																																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	2. その他			・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
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	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	1※ ²		
起動	N ₂ ガスボンベ圧力	1※ ²		
高温停止	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	1※ ³		
運転	RCW熱交換器出口温度	1※ ³		
起動	RCW熱交換器出口温度	1※ ³		
高温停止	RCWサージタンク水位	1※ ³		
冷温停止	RCWサージタンク水位	1※ ³		
燃料交換	RCWサージタンク水位	1※ ³		
※2：逃がし安全弁窒素ガス供給系1系列あたり。				
※3：原子炉補機冷却水系1系列あたり。				
(2) 確認事項				
項目		頻度	担当	
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。		定事検停止時	課長（電気）	
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。		定事検停止時	課長（計装）	
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。		1箇月に1回	当直長	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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. 補助パラメータが監視不能の場合	A1. 当直長は、代替措置※4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。 および A2. 当直長は、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. 当直長は、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. 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	B1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	3日間	
		C. 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	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 補助パラメータが監視不能の場合	A1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は、代替措置※4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。 および A3. 当直長は、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。	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。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																			
<p>(なし)</p>	<p>65-13-3 可搬型計測器</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1403 363 2585 495"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 363 1816 415">項目</th> <th data-bbox="1816 363 2585 415">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 415 1816 495">可搬型計測器</td> <td data-bbox="1816 415 2585 495">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 541 2585 863"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 541 1709 636">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1709 541 2368 636">設備</th> <th data-bbox="2368 541 2585 636">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 636 1709 863"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1709 636 2368 863">可搬型計測器</td> <td data-bbox="2368 636 2585 863">29個</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1403 953 2585 1121"> <thead> <tr> <th data-bbox="1403 953 2119 1005">項目</th> <th data-bbox="2119 953 2401 1005">頻度</th> <th data-bbox="2401 953 2585 1005">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1403 1005 2119 1058">1. 所要数の可搬型計測器の機能を確認する。</td> <td data-bbox="2119 1005 2401 1058">1年に1回</td> <td data-bbox="2401 1005 2585 1058">課長(計装)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1403 1058 2119 1121">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="2119 1058 2401 1121">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2401 1058 2585 1121">課長(計装)</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	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	可搬型計測器	29個	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	課長(計装)	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箇月に1回	課長(計装)	<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																				
可搬型計測器	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	可搬型計測器	29個																			
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	課長(計装)																			
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箇月に1回	課長(計装)																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※1} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※2} 。	30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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型計測器が所要数を満足していない場合	A1. 課長（計装）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. 課長（計装）は、代替措置 ^{※1} 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。 ※2：30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。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考												
<p>(なし)</p>	<p>65-13-4 パラメータ記録</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 363 2591 501"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 363 1816 411">項 目</th> <th data-bbox="1816 363 2591 411">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 411 1816 501">パラメータ記録</td> <td data-bbox="1816 411 2591 501">安全パラメータ表示システム (SPDS) が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 548 2591 919"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 548 1712 655">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1712 548 2368 655">設 備</th> <th data-bbox="2368 548 2591 655">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 655 1712 919" rowspan="3"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1712 655 1976 919" rowspan="3"> 安全パラメータ 表示システム (SPDS) </td> <td data-bbox="1976 655 2368 743">SPDSデータ収集サーバ ※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1976 743 2368 831">SPDS伝送サーバ ※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1976 831 2368 919">SPDSデータ表示装置 ※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第65条（65-17-1 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	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) 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	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ収集サーバ ※1	SPDS伝送サーバ ※1	SPDSデータ表示装置 ※1	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項 目	運転上の制限													
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) 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	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ収集サーバ ※1												
		SPDS伝送サーバ ※1												
		SPDSデータ表示装置 ※1												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																											
(なし)	<p>表 6 5 - 1 4 運転員が中央制御室にとどまるための設備 6 5 - 1 4 - 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="1403 409 2588 741"> <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) 中央制御室非常用循環系が動作可能であること※¹</td> </tr> <tr> <td>(2) 中央制御室空気供給系が動作可能であること※²</td> </tr> <tr> <td>(3) プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 中央制御室差圧計, 待避室差圧計, 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>LEDライト (三脚タイプ) の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1403 787 2588 1780"> <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="10">運転 起動 高温停止 炉心変更時※⁴ または原子炉棟内で照射 された燃料に係る作業時</td> <td>中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室送風機</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用再循環送風機</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンペ)</td> <td>1 5 本</td> </tr> <tr> <td>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度計</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>二酸化炭素濃度計</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>中央制御室差圧計</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td>待避室差圧計</td> <td>1 個</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>LEDライト (三脚タイプ)</td> <td>2 個</td> </tr> <tr> <td>衛星電話設備 (固定型)</td> <td>※⁵</td> </tr> <tr> <td>無線通信設備 (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> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※⁷</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※⁸</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	被ばく 低減設備	(1) 中央制御室非常用循環系が動作可能であること※ ¹	(2) 中央制御室空気供給系が動作可能であること※ ²	(3) プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 中央制御室差圧計, 待避室差圧計, 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	LEDライト (三脚タイプ) 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※ ⁴ または原子炉棟内で照射 された燃料に係る作業時	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	1 台	中央制御室送風機	1 台	中央制御室非常用再循環送風機	1 台	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンペ)	1 5 本	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)	1 個	酸素濃度計	2 個	二酸化炭素濃度計	2 個	中央制御室差圧計	1 個	待避室差圧計	1 個	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	LEDライト (三脚タイプ)	2 個	衛星電話設備 (固定型)	※ ⁵	無線通信設備 (固定型)	※ ⁵	常設代替交流電源設備	※ ⁶	可搬型代替交流電源設備	※ 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																																												
被ばく 低減設備	(1) 中央制御室非常用循環系が動作可能であること※ ¹																																												
	(2) 中央制御室空気供給系が動作可能であること※ ²																																												
	(3) プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 中央制御室差圧計, 待避室差圧計, 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	LEDライト (三脚タイプ) 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※ ⁴ または原子炉棟内で照射 された燃料に係る作業時	中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	1 台																																											
	中央制御室送風機	1 台																																											
	中央制御室非常用再循環送風機	1 台																																											
	中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンペ)	1 5 本																																											
	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)	1 個																																											
	酸素濃度計	2 個																																											
	二酸化炭素濃度計	2 個																																											
	中央制御室差圧計	1 個																																											
	待避室差圧計	1 個																																											
	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	LEDライト (三脚タイプ)	2 個																																										
衛星電話設備 (固定型)		※ ⁵																																											
無線通信設備 (固定型)		※ ⁵																																											
常設代替交流電源設備		※ ⁶																																											
可搬型代替交流電源設備		※ ⁷																																											
代替所内電気設備		※ ⁸																																											

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※1：正圧化に必要なバウンダリ※3，弁，配管，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 中央制御室非常用循環系」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※3，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：第65条（65-17-1 通信連絡設備）において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：第65条（65-12-1 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：第65条（65-12-2 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>※8：第65条（65-12-5 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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 中央制御室非常用循環系の性能確認を実施する。	定事検停止時	課長（原子炉）		
2. 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの性能確認を実施する。	定事検停止時	課長（原子炉）		
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用循環系を起動し、動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長		
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室排気内側隔離弁および中央制御室排気外側隔離弁が動作可能であることを確認する。	1箇月に1回	当直長		
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または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室正圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3箇月に1回	当直長		
6. LEDライト（三脚タイプ）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）		
7. 中央制御室差圧計および待避室差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	課長（計装）		
8. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室差圧計および待避室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箇月に1回	当直長		
9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）		
10. 酸素濃度計および二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）		
11. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止および炉心変更時 ^{※9} または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の伝送確認を実施する。	3箇月に1回	課長（計装）		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	※9：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（新規制基準の施行に伴う変更）
	(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. 中央制御室非常用循環系が動作不能の場合	A1. 当直長は、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 ^{※11} とともに、その他の設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
		B. 中央制御室空気供給系が動作不能の場合	B1. 当直長は、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 ^{※11} とともに、その他の設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および B2. 課長（放射線管理）は、代替措置 ^{※13} 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. 課長（放射線管理）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 10日間	
		C. 動作可能なプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、LEDライト（三脚タイプ）が所要数を満足していない場合	C1. 課長（計装）または課長（電気）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（計装）または課長（電気）は、代替措置 ^{※13} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※14} 。	10日間 10日間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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. 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	D1. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、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LEDライト(三脚タイプ)が所要数を満足していない場合	A1. 課長(電気)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. 課長(電気)は、代替措置 ^{※13} 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 ^{※10} または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 ^{※10} または原子炉棟内での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. 当直長は、炉心変更を中止する。 および A2. 当直長は、原子炉棟内での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>※10：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。</p> <p>※11：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>※12：非常用ディーゼル発電機2台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系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>※13：代替品の補充等をいう。</p> <p>※14：10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>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																		
(なし)	<p>65-14-2 原子炉建物ブローアウトパネルおよび閉止装置</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 363 2588 504"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建物ブローアウトパネル※1</td> <td>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 550 2588 793"> <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</td> <td>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</td> <td>48台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、第49条（原子炉棟）で確認する。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1400 974 2588 1249"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の性能を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>課長（原子炉）</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、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="1400 1339 2588 1837"> <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. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合</td> <td>A1. 当直長は、原子炉建物燃料取替階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。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A2. 当直長は、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。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10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. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 当直長は、低温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：手動操作等による閉止手段の確認をいう。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建物ブローアウトパネル※1	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること	適用される原子炉の状態	設備	所要数	運転 起動 高温停止	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	48台	項目	頻度	担当	1. 原子炉建物燃料取替階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	課長（原子炉）	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1箇月に1回	当直長	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A1. 当直長は、原子炉建物燃料取替階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。	速やかに	A2. 当直長は、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。	3日間	A3. 当直長は、当該設備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. 当直長は、高温停止にする。	24時間	B2. 当直長は、低温停止にする。	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（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																			
原子炉建物ブローアウトパネル※1	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること																																			
適用される原子炉の状態	設備	所要数																																		
運転 起動 高温停止	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	48台																																		
項目	頻度	担当																																		
1. 原子炉建物燃料取替階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	課長（原子炉）																																		
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であることを確認する。	1箇月に1回	当直長																																		
条件	要求される措置	完了時間																																		
A. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全でない場合	A1. 当直長は、原子炉建物燃料取替階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。	速やかに																																		
	A2. 当直長は、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。	3日間																																		
	A3. 当直長は、当該設備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. 当直長は、高温停止にする。	24時間																																		
	B2. 当直長は、低温停止にする。	36時間																																		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																												
<p>(なし)</p>	<p>表 6 5 - 1 5 監視測定設備 6 5 - 1 5 - 1 監視測定設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 409 2588 548"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 409 1816 457">項 目</th> <th data-bbox="1816 409 2588 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 457 1816 548">監視測定設備</td> <td data-bbox="1816 457 2588 548">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 594 2588 1577"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 594 1706 684">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1706 594 2368 684">設 備</th> <th data-bbox="2368 594 2588 684">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 684 1706 756" rowspan="9"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1706 684 2368 756">GM汚染サーベイメータ</td> <td data-bbox="2368 684 2588 756">2台^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 756 2368 827">NaIシンチレーションサーベイメータ</td> <td data-bbox="2368 756 2588 827">2台^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 827 2368 898">α・β線サーベイメータ</td> <td data-bbox="2368 827 2588 898">1台^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 898 2368 970">電離箱サーベイメータ</td> <td data-bbox="2368 898 2588 970">2台^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 970 2368 1041">可搬式ダスト・よう素サンプラ</td> <td data-bbox="2368 970 2588 1041">2台^{※1}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1041 2368 1113">可搬式モニタリングポスト^{※2}</td> <td data-bbox="2368 1041 2588 1113">10台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1113 2368 1184">可搬式気象観測装置^{※2}</td> <td data-bbox="2368 1113 2588 1184">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1184 2368 1255">小型船舶</td> <td data-bbox="2368 1184 2588 1255">※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1255 2368 1327">常設代替交流電源設備</td> <td data-bbox="2368 1255 2588 1327">※4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1327 2368 1398">代替所内電気設備</td> <td data-bbox="2368 1327 2588 1398">※5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急時対策所あたりの合計所要数。 ※2：データ表示装置を含む。 ※3：第65条（65-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制）において運転上の制限等を定める。 ※4：第65条（65-12-1 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。 ※5：第65条（65-12-5 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	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 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2台 ^{※1}	NaIシンチレーションサーベイメータ	2台 ^{※1}	α ・ β 線サーベイメータ	1台 ^{※1}	電離箱サーベイメータ	2台 ^{※1}	可搬式ダスト・よう素サンプラ	2台 ^{※1}	可搬式モニタリングポスト ^{※2}	10台	可搬式気象観測装置 ^{※2}	1台	小型船舶	※3	常設代替交流電源設備	※4	代替所内電気設備	※5	<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 冷温停止 燃料交換	GM汚染サーベイメータ	2台 ^{※1}																												
	NaIシンチレーションサーベイメータ	2台 ^{※1}																												
	α ・ β 線サーベイメータ	1台 ^{※1}																												
	電離箱サーベイメータ	2台 ^{※1}																												
	可搬式ダスト・よう素サンプラ	2台 ^{※1}																												
	可搬式モニタリングポスト ^{※2}	10台																												
	可搬式気象観測装置 ^{※2}	1台																												
	小型船舶	※3																												
	常設代替交流電源設備	※4																												
代替所内電気設備	※5																													

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 所要数の可搬式ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	2. 所要数の可搬式ダスト・よう素サンプラが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	3. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	4. 所要数のNaIシンチレーションサーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	5. 所要数のGM汚染サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	6. 所要数のGM汚染サーベイメータが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	7. 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	課長 (放射線管理)	
	8. 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箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	9. 所要数の α ・ β 線サーベイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	10. 所要数の α ・ 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箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	11. 所要数の可搬式モニタリングポストの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	12. 所要数の可搬式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箇月に1回	課長 (放射線管理)	
	13. 所要数の可搬式気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	課長 (放射線管理)	
	14. 所要数の可搬式気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 (放射線管理)	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																											
(なし)	<p>表 6 5 - 1 6 緊急時対策所 6 5 - 1 6 - 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="1400 409 2588 787"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 409 1816 451">項目</th> <th data-bbox="1816 409 2588 451">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 451 1816 724">被ばく低減設備</td> <td data-bbox="1816 451 2588 724"> (1) 空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) による加圧系が動作可能であること※¹ (2) 緊急時対策所空気浄化送風機※²および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる加圧系が動作可能であること※³ (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 data-bbox="1400 724 1816 787">その他設備</td> <td data-bbox="1816 724 2588 787">可搬式エリア放射線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="1400 835 2588 1549"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 835 1706 924">適用される原子炉の状態</th> <th data-bbox="1706 835 2368 924">設備</th> <th data-bbox="2368 835 2588 924">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 924 1706 1197"> 運転 起動 高温停止 炉心変更時※⁵または 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時 </td> <td data-bbox="1706 924 2368 1197">空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)</td> <td data-bbox="2368 924 2588 1197">4 5 4 本</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1400 1197 1706 1549" rowspan="6"> 運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1706 1197 2368 1243">緊急時対策所空気浄化送風機</td> <td data-bbox="2368 1197 2588 1243">1 台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1243 2368 1289">緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</td> <td data-bbox="2368 1243 2588 1289">1 台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1289 2368 1335">差圧計</td> <td data-bbox="2368 1289 2588 1335">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1335 2368 1381">酸素濃度計</td> <td data-bbox="2368 1335 2588 1381">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1381 2368 1428">二酸化炭素濃度計</td> <td data-bbox="2368 1381 2588 1428">1 個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1428 2368 1474">可搬式エリア放射線モニタ</td> <td data-bbox="2368 1428 2588 1474">1 台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 1474 2368 1549">可搬式モニタリングポスト</td> <td data-bbox="2368 1474 2588 1549">※⁶</td> </tr> </tbody> </table> <p>※¹: 正圧化に必要なバウンダリ※⁴, 弁および配管を含む。 ※²: 緊急時対策所空気浄化装置操作盤を含む。 ※³: 正圧化に必要なバウンダリ※⁴およびダクトを含む。 ※⁴: 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。 ※⁵: 停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。 ※⁶: 第 6 5 条 (6 5 - 1 5 - 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) 空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) による加圧系が動作可能であること※ ¹ (2) 緊急時対策所空気浄化送風機※ ² および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる加圧系が動作可能であること※ ³ (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	可搬式エリア放射線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※ ⁵ または 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	4 5 4 本	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	緊急時対策所空気浄化送風機	1 台	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	1 台	差圧計	1 個	酸素濃度計	1 個	二酸化炭素濃度計	1 個	可搬式エリア放射線モニタ	1 台	可搬式モニタリングポスト	※ 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) 空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ) による加圧系が動作可能であること※ ¹ (2) 緊急時対策所空気浄化送風機※ ² および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる加圧系が動作可能であること※ ³ (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	可搬式エリア放射線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※ ⁵ または 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時	空気ポンベ加圧設備 (空気ポンベ)	4 5 4 本																											
運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	緊急時対策所空気浄化送風機	1 台																											
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	1 台																											
	差圧計	1 個																											
	酸素濃度計	1 個																											
	二酸化炭素濃度計	1 個																											
	可搬式エリア放射線モニタ	1 台																											
可搬式モニタリングポスト	※ ⁶																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）		
2. 緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの性能確認を実施する。	定事検停止時	課長（原子炉）		
3. 緊急時対策所空気浄化送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）		
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} または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時において、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3箇月に1回	課長（原子炉）		
5. 可搬式エリア放射線モニタの機能確認を実施する。	1年に1回	課長 （放射線管理）		
6. 可搬式エリア放射線モニタが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 （放射線管理）		
7. 酸素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）		
8. 酸素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）		
9. 二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	1年に1回	課長（計装）		
10. 二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（計装）		
11. 差圧計が健全であることを確認する。	1年に1回	課長（計装）		
12. 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箇月に1回	課長（計装）		
※7：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な可搬式エリア放射線モニタが所要数を満足していない場合	A1. 課長（放射線管理）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. 課長（放射線管理）は、代替措置 ^{※9} 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. 緊急時対策所空気浄化送風機または緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる加圧系が動作不能の場合 または 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による加圧系が動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 または B2. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	B1. 課長（原子炉）は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 または B2. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間	
	C. 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	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※10} 。	10日間 10日間	
	D. 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	D1. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、冷温停止にする。	D1. 当直長は、高温停止にする。 および D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
<p>冷温停止 燃料交換</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	<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>
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬式エリア放射線モニタが所要数を満足していない場合	A1. 課長（放射線管理）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. 課長（放射線管理）は、代替措置 ^{※9} 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	
	冷温停止 燃料交換	B. 緊急時対策所空気浄化送風機または緊急時対策所空気浄化フィルタユニットによる加圧系が動作不能の場合	B1. 課長（原子炉）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. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※9} 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	
	冷温停止 燃料交換	C. 動作可能な差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計が所要数を満足していない場合	C1. 課長（計装）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. 課長（計装）は、代替措置 ^{※9} 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	
<p>炉心変更時^{※8} または 原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時</p>	炉心変更時 ^{※8}	A. 炉心変更時 ^{※8} または原子炉棟内での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. 当直長は、炉心変更を中止する。 および A2. 当直長は、原子炉棟内での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：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。 ※9：代替品の補充等をいう。 ※10：10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>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																				
<p>(なし)</p>	<p>65-16-2 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="1400 363 2588 495"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 363 1816 422">項目</th> <th data-bbox="1816 363 2588 422">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 422 1816 495">緊急時対策所の代替電源設備</td> <td data-bbox="1816 422 2588 495">代替電源設備による電源系が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1389 541 2599 957"> <thead> <tr> <th data-bbox="1389 541 1804 632">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1804 541 2258 632">設備</th> <th data-bbox="2258 541 2599 632">所要数^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1389 632 1804 680" rowspan="6"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1804 632 2258 680">緊急時対策所用発電機</td> <td data-bbox="2258 632 2599 680">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 680 2258 728">可搬ケーブル</td> <td data-bbox="2258 680 2599 728">2セット^{※2}</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 728 2258 819">緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料 貯蔵量</td> <td data-bbox="2258 728 2599 819">9m³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 819 2258 867">タンクローリ</td> <td data-bbox="2258 819 2599 867">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 867 2258 915">緊急時対策所 低圧母線盤</td> <td data-bbox="2258 867 2599 915">1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 915 2258 957">緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</td> <td data-bbox="2258 915 2599 957">1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急時対策所あたりの合計所要数。</p> <p>※2：1相分2本の3相分6本を1セットという。</p>	項目	運転上の制限	緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系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 ^{※1}	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所用発電機	2台	可搬ケーブル	2セット ^{※2}	緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料 貯蔵量	9m ³	タンクローリ	1台	緊急時対策所 低圧母線盤	1台	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	1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																					
緊急時対策所の代替電源設備	代替電源設備による電源系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 ^{※1}																				
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	緊急時対策所用発電機	2台																				
	可搬ケーブル	2セット ^{※2}																				
	緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料 貯蔵量	9m ³																				
	タンクローリ	1台																				
	緊急時対策所 低圧母線盤	1台																				
	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	1台																				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考																								
	<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1397 268 2585 961"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 268 2119 317">項目</th> <th data-bbox="2119 268 2398 317">頻度</th> <th data-bbox="2398 268 2585 317">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 317 2119 411">1. 緊急時対策所用発電機を起動し、負荷運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td data-bbox="2119 317 2398 411">2年に1回</td> <td data-bbox="2398 317 2585 411">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 411 2119 506">2. 緊急時対策所用発電機の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 411 2398 506">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 411 2585 506">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 506 2119 600">3. 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td data-bbox="2119 506 2398 600">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 506 2585 600">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 600 2119 695">4. 緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。</td> <td data-bbox="2119 600 2398 695">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 600 2585 695">課長 （タービン）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 695 2119 789">5. 緊急時対策所 低圧母線盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td data-bbox="2119 695 2398 789">1箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 695 2585 789">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 789 2119 884">6. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。</td> <td data-bbox="2119 789 2398 884">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 789 2585 884">課長（電気）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 884 2119 961">7. 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="2119 884 2398 961">3箇月に1回</td> <td data-bbox="2398 884 2585 961">課長 （タービン）</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	1. 緊急時対策所用発電機を起動し、負荷運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	課長（電気）	2. 緊急時対策所用発電機の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）	3. 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）	4. 緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	課長 （タービン）	5. 緊急時対策所 低圧母線盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）	6. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3箇月に1回	課長（電気）	7. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 （タービン）	<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. 緊急時対策所用発電機を起動し、負荷運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	課長（電気）																										
2. 緊急時対策所用発電機の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長（電気）																										
3. 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）																										
4. 緊急時対策所用燃料地下タンクの燃料貯蔵量が所要値以上であることを確認する。	1箇月に1回	課長 （タービン）																										
5. 緊急時対策所 低圧母線盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1箇月に1回	課長（電気）																										
6. 可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3箇月に1回	課長（電気）																										
7. タンクローリが動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長 （タービン）																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																			
(なし)	<p>表65-17 通信連絡を行うために必要な設備 65-17-1 通信連絡設備</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1400 409 2588 816"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 409 1816 455">項目</th> <th data-bbox="1816 409 2588 455">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 455 1816 816" style="text-align: center;">通信連絡設備</td> <td data-bbox="1816 455 2588 816"> (1) SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機およびIP-FAX)が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機の所要数が動作可能であること </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1400 863 2588 1896"> <thead> <tr> <th data-bbox="1400 863 1697 953">適用される原子炉の状態</th> <th colspan="2" data-bbox="1697 863 2368 953">設備</th> <th data-bbox="2368 863 2588 953">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1400 953 1697 1896" rowspan="10" style="text-align: center; vertical-align: top;"> 運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1697 953 1923 1060" rowspan="2" style="text-align: center;"> 緊急時対策所 (通信・電気室) </td> <td data-bbox="1923 953 2154 1060">安全パラメータ表示システム</td> <td data-bbox="2154 953 2588 1060">SPDS伝送サーバ※1 1式※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1060 2154 1155">(SPDS)</td> <td data-bbox="2154 1060 2588 1155">SPDSデータ表示装置 1台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1155 1923 1579" rowspan="5" style="text-align: center;"> 緊急時対策所 (緊急時対策本部) </td> <td data-bbox="1923 1155 2154 1249">統合原子力防災ネットワークに</td> <td data-bbox="2154 1155 2588 1249">テレビ会議システム 1台※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1249 2154 1339">接続する通信</td> <td data-bbox="2154 1249 2588 1339">IP-電話機 6台※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1339 2154 1423">連絡設備</td> <td data-bbox="2154 1339 2588 1423">IP-FAX 3台※3</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1423 2154 1507">衛星電話設備(固定型)</td> <td data-bbox="2154 1423 2588 1507">5台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1507 2154 1579">衛星電話設備(携帯型)</td> <td data-bbox="2154 1507 2588 1579">5台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1579 1923 1717" rowspan="2" style="text-align: center;"> 計算機室 </td> <td data-bbox="1923 1579 2154 1717">安全パラメータ表示システム(SPDS)</td> <td data-bbox="2154 1579 2588 1717">SPDSデータ収集サーバ 1式※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1717 2154 1808">衛星電話設備(固定型)</td> <td data-bbox="2154 1717 2588 1808">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1697 1808 1923 1896" rowspan="2" style="text-align: center;"> 中央制御室 </td> <td data-bbox="1923 1808 2154 1879">無線電話設備(固定型)</td> <td data-bbox="2154 1808 2588 1879">2台</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1923 1879 2154 1896">有線式通信機</td> <td data-bbox="2154 1879 2588 1896">4台</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	通信連絡設備	(1) SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機およびIP-FAX)が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機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 (通信・電気室)	安全パラメータ表示システム	SPDS伝送サーバ※1 1式※2	(SPDS)	SPDSデータ表示装置 1台	緊急時対策所 (緊急時対策本部)	統合原子力防災ネットワークに	テレビ会議システム 1台※3	接続する通信	IP-電話機 6台※3	連絡設備	IP-FAX 3台※3	衛星電話設備(固定型)	5台	衛星電話設備(携帯型)	5台	計算機室	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDSデータ収集サーバ 1式※2	衛星電話設備(固定型)	2台	中央制御室	無線電話設備(固定型)	2台	有線式通信機	4台	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制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伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバが動作可能であること (2) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機およびIP-FAX)が動作可能であること (3) SPDSデータ表示装置, 衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型), 無線通信設備(固定型), 無線通信設備(携帯型)および有線式通信機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 (通信・電気室)	安全パラメータ表示システム	SPDS伝送サーバ※1 1式※2																																		
		(SPDS)	SPDSデータ表示装置 1台																																		
	緊急時対策所 (緊急時対策本部)	統合原子力防災ネットワークに	テレビ会議システム 1台※3																																		
		接続する通信	IP-電話機 6台※3																																		
		連絡設備	IP-FAX 3台※3																																		
		衛星電話設備(固定型)	5台																																		
		衛星電話設備(携帯型)	5台																																		
	計算機室	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDSデータ収集サーバ 1式※2																																		
		衛星電話設備(固定型)	2台																																		
	中央制御室	無線電話設備(固定型)	2台																																		
有線式通信機		4台																																			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																								
	<p>※1：データ伝送設備を含む。</p> <p>※2：SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバについては、サーバ1またはサーバ2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に接続する通信連絡設備については、テレビ会議システム、IP-電話機または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> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1409 541 2585 1325"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. SPDS伝送サーバ、SPDSデータ収集サーバおよびSPDSデータ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。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>課長(計装)</td> </tr> <tr> <td>2. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機およびIP-FAX)の通話および通信機能を確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>3. 衛星電話設備(固定型)の通話機能を確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>4. 衛星電話設備(携帯型)の通話機能を確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>5. 無線通信設備(固定型)の通話機能を確認する。</td> <td>1箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>6. 無線通信設備(携帯型)の通話機能を確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> <tr> <td>7. 有線式通信機の通話機能を確認する。</td> <td>3箇月に1回</td> <td>課長(電気)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	担当	1. SPDS伝送サーバ、SPDSデータ収集サーバおよびSPDSデータ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箇月に1回	課長(計装)	2. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機およびIP-FAX)の通話および通信機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)	3. 衛星電話設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)	4. 衛星電話設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)	5. 無線通信設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)	6. 無線通信設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)	7. 有線式通信機の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)	<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. SPDS伝送サーバ、SPDSデータ収集サーバおよびSPDSデータ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箇月に1回	課長(計装)																								
2. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機およびIP-FAX)の通話および通信機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)																								
3. 衛星電話設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)																								
4. 衛星電話設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)																								
5. 無線通信設備(固定型)の通話機能を確認する。	1箇月に1回	課長(電気)																								
6. 無線通信設備(携帯型)の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)																								
7. 有線式通信機の通話機能を確認する。	3箇月に1回	課長(電気)																								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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 伝送サーバ ^{※4} または SPDS データ収集サーバ ^{※4} が動作不能である場合	A1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※7} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間 ^{※12} 10日間	
	B. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{※5} が動作不能の場合	B1. 課長（電気）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または B2. 課長（電気）は、代替措置 ^{※9} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間 ^{※12} 10日間		
	C. SPDS データ表示装置 ^{※4} が動作不能の場合	C1. 課長（計装）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または C2. 課長（計装）は、代替措置 ^{※10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間 10日間		
	D. 動作可能な衛星電話設備（固定型） ^{※6} 、衛星電話設備（携帯型） ^{※6} 、無線通信設備（固定型） ^{※6} 、無線通信設備（携帯型） ^{※6} または有線式通信機 ^{※6} が所要数を満たしていない場合	D1. 課長（電気）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または D2. 課長（電気）は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{※8} 。	10日間 ^{※12} 10日間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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）
運転 起動 高温停止	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. 当直長は、高温停止にする。 および E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換	A. SPDS伝送 サーバ ^{※4} また はSPDSデー タ収集サーバ ^{※4} が動作不能であ る場合	A1. 課長（計装）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. 課長（計装）は、代替措置 ^{※7} 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 ^{※12} 速やかに		
	B. 統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備 [※] ⁵ が動作不能の 場合	B1. 課長（電気）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. 課長（電気）は、代替措置 ^{※9} 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 ^{※12} 速やかに		
	C. SPDSデー タ表示装置 ^{※4} が動 作不能の場合	C1. 課長（計装）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. 課長（計装）は、代替措置 ^{※10} 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		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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	D. 動作可能な、衛星電話設備（固定型） ^{※6} 、衛星電話設備（携帯型） ^{※6} 、無線通信設備（固定型） ^{※6} 、無線通信設備（携帯型） ^{※6} または有線式通信機 ^{※6} が所要数を満足していない場合	D1. 課長（電気）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. 課長（電気）は、代替措置 ^{※11} 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 ^{※12} 速やかに	
<p>※4：サーバ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、<u>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。</u></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、<u>運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></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、<u>運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p>※7：SPDS伝送サーバおよびSPDSデータ収集サーバの代替措置は、<u>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>※8：10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。</p> <p>※9：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の代替措置は、<u>通信機器の補充等をいう。</u></p> <p>※10：SPDSデータ表示装置の代替措置は、<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：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。</p> <p>※12：SPDS伝送サーバ、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</p>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>ワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機および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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(なし)</p>	<p>表 6 5 - 1 8 アクセスルートの確保 6 5 - 1 8 - 1 ホイールローダ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 409 2591 556"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 409 1816 457">項 目</th> <th data-bbox="1816 409 2591 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 457 1816 556">ホイールローダ</td> <td data-bbox="1816 457 2591 556">所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 600 2591 919"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 600 1694 695">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 600 2368 695">設 備</th> <th data-bbox="2368 600 2591 695">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 695 1694 919"> 運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換 </td> <td data-bbox="1694 695 2368 919" style="text-align: center;">ホイールローダ</td> <td data-bbox="2368 695 2591 919" style="text-align: center;">2 台^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ホイールローダは、第1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>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1406 1056 2582 1213"> <thead> <tr> <th data-bbox="1406 1056 2125 1104">項 目</th> <th data-bbox="2125 1056 2407 1104">頻 度</th> <th data-bbox="2407 1056 2582 1104">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1406 1104 2125 1213">1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2125 1104 2407 1213" style="text-align: center;">3 箇月に 1 回</td> <td data-bbox="2407 1104 2582 1213" style="text-align: center;">課長 (土木)</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	ホイールローダ	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	ホイールローダ	2 台 ^{※1}	項 目	頻 度	担 当	1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3 箇月に 1 回	課長 (土木)	<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																	
ホイールローダ	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	ホイールローダ	2 台 ^{※1}																
項 目	頻 度	担 当																
1. ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3 箇月に 1 回	課長 (土木)																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	A1. 課長（土木）は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 または A2. 課長（土木）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 ^{※3} 。	10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. 当直長は、高温停止にする。 および B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能なホイールローダが所要数を満足していない場合	A1. 課長（土木）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. 課長（土木）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措置を開始する。	速やかに 速やかに	
	※2：代替品の補充等をいう。 ※3：10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Bには移行しない。				

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考										
(なし)	<p>表 65-19 大量送水車 65-19-1 大量送水車</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1397 409 2591 548"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 409 1816 457">項目</th> <th data-bbox="1816 409 2591 457">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 457 1816 548">大量送水車</td> <td data-bbox="1816 457 2591 548">大量送水車の所要数が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1397 594 2591 1045"> <thead> <tr> <th data-bbox="1397 594 1694 684">適用される 原子炉の状態</th> <th data-bbox="1694 594 2368 684">設 備</th> <th data-bbox="2368 594 2591 684">所要数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1397 684 1694 1045"> 運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換※2 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="1694 684 2368 1045" style="text-align: center;">大量送水車</td> <td data-bbox="2368 684 2591 1045" style="text-align: center;">1台※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、大量送水車およびホースにより送水できることをいう。 大量送水車を使用する各系統の必要数は以下のとおり。 ・第65条（65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型））1台×2 ・第65条（65-6-2 格納容器代替スプレイ系（可搬型））※4 1台×2 ・第65条（65-7-2 ペDESTAL代替注水系（可搬型））1台×2 ・第65条（65-7-3 格納容器代替スプレイ系（可搬型））※4 1台×2 ・第65条（65-9-1 燃料プールスプレイ系）※4 1台×2 ・第65条（65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備）1台×2</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。 (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：大量送水車は、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。 ※4：可搬型ストレーナを含む。必要数は1個×2とする。</p>	項目	運転上の制限	大量送水車	大量送水車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※2 燃料プールに照射され た燃料を貯蔵している 期間	大量送水車	1台※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											
大量送水車	大量送水車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※2 燃料プールに照射され た燃料を貯蔵している 期間	大量送水車	1台※3										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後			備考
	(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. 大量送水車の性能確認を実施し、以下の2項目を全て満足することを確認する。 (1) 吐出圧力が ^g 1.58MPa[gage]以上、流量が120m ³ /h/台以上。 (2) 吐出圧力が ^g 1.44MPa[gage]以上、流量が150m ³ /h/台以上。	1年に1回	課長(原子炉)	
	2. 大量送水車が動作可能であることを確認する。	3箇月に1回	課長(原子炉)	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	(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）
	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. 動作可能な大量送水車が2台未満の場合 ※5（1台以上が動作可能）	A1. 課長（原子炉）は、残りの大量送水車が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は、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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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※6が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は、代替措置※7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. 課長（原子炉）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 10日間 30日間		
	B. 動作可能な大量送水車が1台未満の場合 ※8	B1. 課長（原子炉）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）および低圧原子炉代替注水槽への移送設備を動作不能とみなす。 および B2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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※9が動作可能であることを確認する。 および B3. 課長（原子炉）は、代替措置※7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 B4. 課長（原子炉）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 3日間 10日間		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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）
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 間内に達成で きない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 および C2. 当直長は、冷温停止にする。	24 時間 36 時間		
冷温停止 燃料交換 ^{※10}	A. 動作可能な大 量送水車が2 台未満の場合 ^{※5} （1台以上 が動作可能）	A1. 課長（原子炉）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. 当直長は、第59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 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※7} 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		
	B. 動作可能な大 量送水車が1 台未満の場合 ^{※8}	B1. 課長（原子炉）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧原子炉代替注水槽への移送設備を動作不能とみなす。 および B2. 課長（原子炉）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 B3. 当直長は、第59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 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および B4. 課長（原子炉）は、代替措置 ^{※7} 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		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	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）
燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	A. 動作可能な大量送水車が2台未満の場合 ※5	A1. 課長（原子炉）は、燃料プールのプレイ系を動作不能とみなす。 および A2. 課長（原子炉）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. 課長（原子炉）は、代替措置※7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		
※5：動作可能な可搬型ストレーナが1個以上2個未満の場合を含む。					
※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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系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。					
※7：代替品の補充等をいう。					
※8：動作可能な可搬型ストレーナが1個未満の場合を含む。					
※9：残りの非常用ディーゼル発電機1台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機海水系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。					
※10：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					
※11：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系列および原子炉補機海水系1系列または高圧炉心スプレイ補機冷却水系及び高圧炉心スプレイ補機海水系をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第71条 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 運転上の制限を第3節各条の第2項に定める事項^{*1}で確認する。</p> <p>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項に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頻度に関して, その確認の間隔は, 表71に定める範囲内で延長することができる^{*2}。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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第3節各条の第2項に定める事項を行うことができなかった場合は, 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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 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, 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項に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項に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72条(運転上の制限を満足しない場合)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>(運転上の制限の確認)</p> <p>第71条 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。)または当直長は, 運転上の制限を第3節各条の第2項に定める事項^{*1}で確認する。</p> <p>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項に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頻度に関して, その確認の間隔は, 表71に定める範囲内で延長することができる^{*2*3}。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^{*3}。</p> <p>3. 各課長または当直長は, 第3節各条の第2項に定める事項を行うことができなかった場合または第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった旨の連絡を受けた場合は, 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(第3節各条の第2項で定める事項を行う課長をいう。)または当直長は, 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, 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項に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項に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72条(運転上の制限を満足しない場合)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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>※1：第71条（運転上の制限の確認）から第74条（運転上の制限に関する記録）までを除く。以下、第72条（運転上の制限を満足しない場合）および第73条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）において同じ。</p> <p>※2：第2節で定められた頻度も適用される。</p>	<p>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。）または当直長は、<u>第3節各条の第2項で定める運転上の制限を満足していることの実施する場合において、確認事項が複数の条文で同一である場合、各条文に対応して複数回実施する必要はなく、1回の実施により各条の確認を実施したとみなすことができる。</u></p> <p>8. 各課長または当直長は、<u>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71条（運転上の制限の確認）から第74条（運転上の制限に関する記録）までを除く。以下、第72条（運転上の制限を満足しない場合）および第73条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）において同じ。</p> <p>※2：第2節で定められた頻度も適用される。</p> <p>※3：<u>第73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>・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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前			変更後			備 考
表 7 1			表 7 1			
頻 度		備 考	頻 度		備 考	
保安規定に定める頻度	延長できる時間		保安規定に定める頻度	延長できる時間		
1 時間に 1 回	1 5 分	分単位の間隔で確認する。	1 時間に 1 回	1 5 分	分単位の間隔で確認する。	
1 2 時間に 1 回	3 時間	時間単位の間隔で確認する。	1 2 時間に 1 回	3 時間	時間単位の間隔で確認する。	
2 4 時間に 1 回	6 時間	同上	2 4 時間に 1 回	6 時間	時間単位の間隔で確認する。	
毎日 1 回	—	所定の直の時間帯で確認する。	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 週間に 1 回	2 日	日単位の間隔で確認する。	
1 箇月に 1 回	7 日	同上 なお、1 箇月は 3 1 日とする。	1 箇月に 1 回	7 日	日単位の間隔で確認する。 なお、1 箇月は 3 1 日とする。	
1, 0 0 0 MWd / t に 1 回	2 5 0 MWd / t		3 箇月に 1 回	2 3 日	日単位の間隔で確認する。 なお、3 箇月は 9 2 日とする。	
			1 年に 1 回	9 2 日	日単位の間隔で確認する。 なお、1 年は 3 6 5 日とする。	
			2 年に 1 回	1 8 2 日	日単位の間隔で確認する。 なお、2 年は 7 3 0 日とする。	
			1, 0 0 0 MWd / t に 1 回	2 5 0 MWd / t		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第72条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長が、第3節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をいう。なお、各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、第3節各条の第2項に定める事項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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長に連絡する。</p> <p>5. 課長(燃料技術)または当直長は、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72の例に準拠する。</p> <p>6. 課長(燃料技術)または当直長は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、原子炉主任技術者および課長(発電)に報告する。</p> <p>7. 課長(発電)は、原子炉を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、原子炉主任技術者の確認を得る。</p>	<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第72条 運転上の制限を満足しない場合とは、各課長または当直長が、第3節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をいう。なお、各課長または当直長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 各課長または当直長は、第3節各条の第2項に定める事項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. 各課長または当直長は、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. 各課長または当直長は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長に連絡する。</p> <p>5. 各課長または当直長は、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72の例に準拠する。</p> <p>6. 各課長または当直長は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、原子炉主任技術者および課長(発電)に報告する。</p> <p>7. 課長(発電)は、原子炉を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、原子炉主任技術者の確認を得る。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																														
<p>8. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 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項に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) 当該条文の制限を満足していると判断するにあたり, その内容が当該条文の第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>8. 各課長または当直長は, 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項に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>・原子力規制委員会設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72</p>	<p>表72</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. 機能Xが確認できない場合</td> <td>A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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>B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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>C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合</td> <td>D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。</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. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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	B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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	C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合	D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。	24時間 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. 機能Xが確認できない場合</td> <td>A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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>B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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>C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合</td> <td>D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。</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. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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	B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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	C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合	D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。	24時間 36時間	
条 件	要求される措置	完了時間																														
A. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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	B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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	C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合	D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。	24時間 36時間																														
条 件	要求される措置	完了時間																														
A. 機能Xが確認できない場合	A 1. 機能Xの代替機能を確認する。 および A 2. 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	B 1. 機能Yを確認する。 または B 2. 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	C 1. 機能Xを確認する。 または C 2. 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内に達成できない場合	D 1. 原子炉を高温停止にする。 および D 2. 原子炉を冷温停止にする。	24時間 36時間																														
<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時間以内に冷温停止にする。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は, 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</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時間以内に冷温停止にする。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は, 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</p>																															

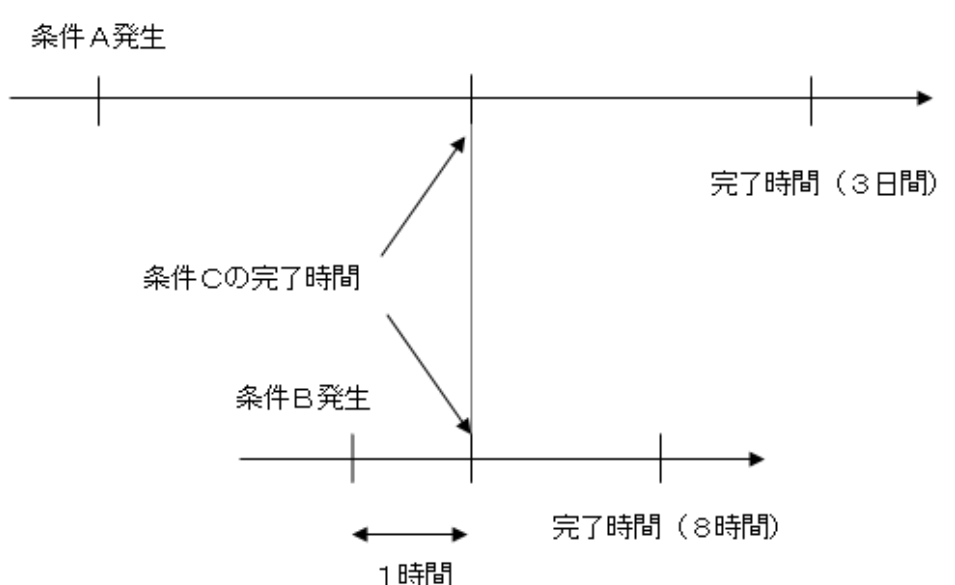
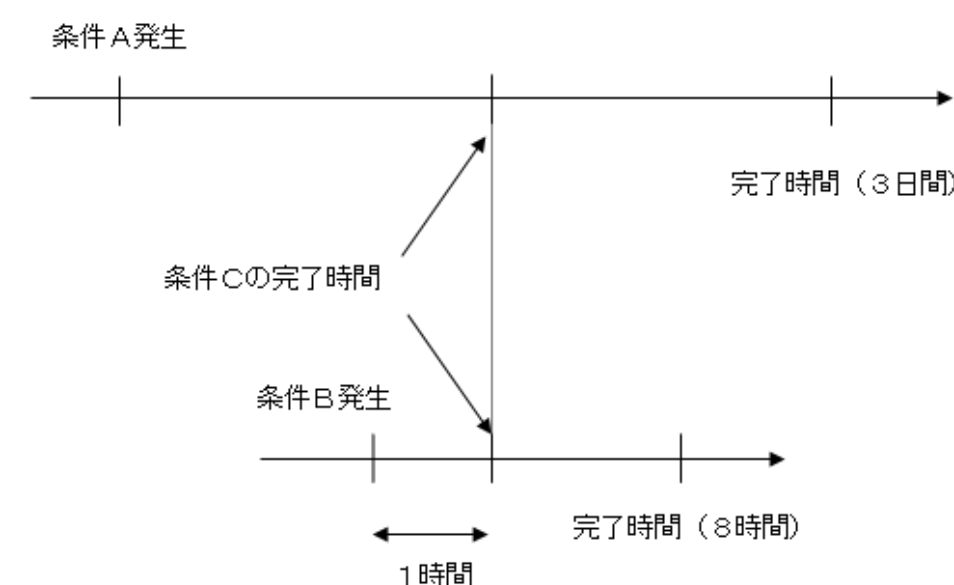
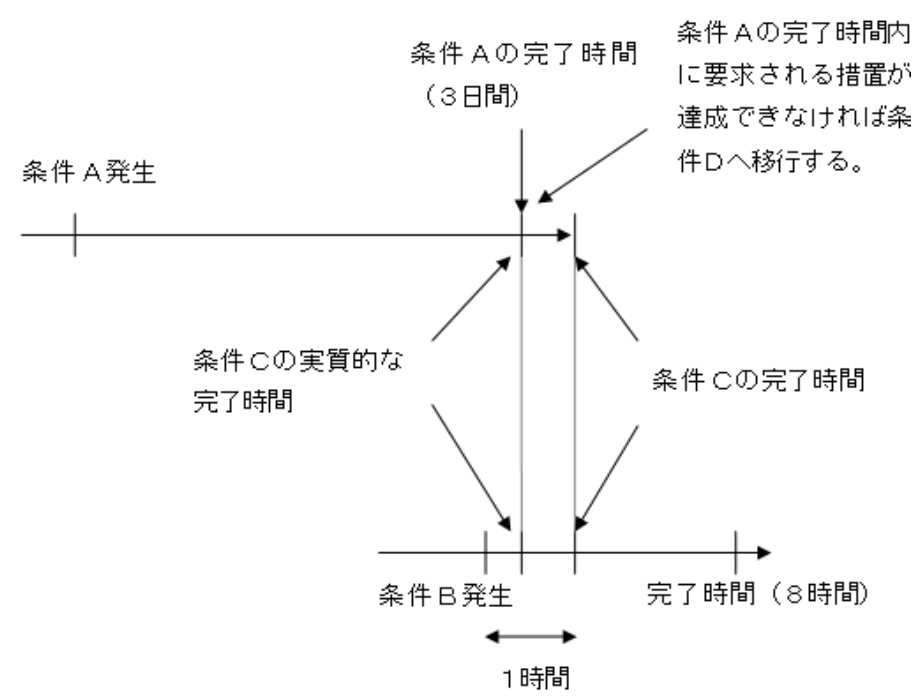
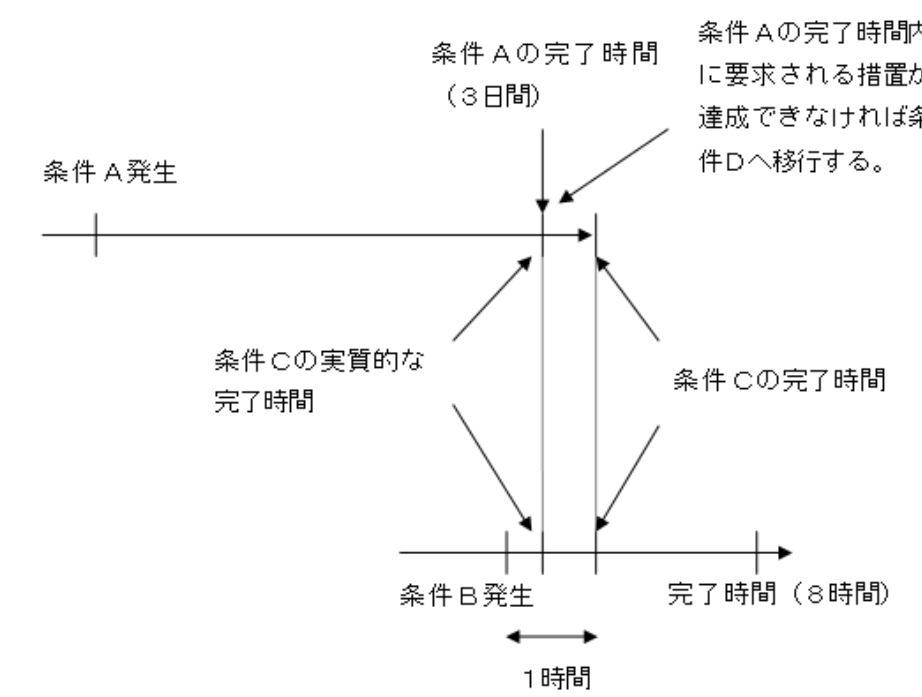
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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A 1を1時間以内に達成できない場合およびその後の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D 1とD 2の実施と並行して要求される措置A 1およびA 2を実施し、要求される措置A 1が要求される措置A 2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D 1とD 2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A 2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7 2-1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A 2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D 1とD 2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7 2-1参照）</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A 1とA 2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は、条件Cに移行し、要求される措置C 2（またはC 1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（または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A 1とA 2（または要求される措置B 1とB 2）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7 2-2参照）</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A 1とA 2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C 2（またはC 1）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A 1とA 2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を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A 1とA 2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7 2-3参照）</p>	<p>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A 1を1時間以内に達成できない場合およびその後の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D 1とD 2の実施と並行して要求される措置A 1およびA 2を実施し、要求される措置A 1が要求される措置A 2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D 1とD 2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A 2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7 2-1参照）</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A 2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D 1とD 2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7 2-1参照）</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A 1とA 2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は、条件Cに移行し、要求される措置C 2（またはC 1）を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A（または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A 1とA 2（または要求される措置B 1とB 2）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7 2-2参照）</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A 1とA 2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C 2（またはC 1）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A 1とA 2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を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A 1とA 2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7 2-3参照）</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>参考図 7 2 - 1</p> <p>条件 A と判断</p> <p>要求される措置 A1 を達成</p> <p>要求される措置 A1</p> <p>要求される措置 A2</p> <p>要求される措置 D1 および D2</p> <p>A2 を完了時間内に達成できなくて条件 D へ移行する。</p> <p>A1 を完了時間内に達成できなくて条件 D へ移行する。</p> <p>再度 D1 および D2 を実施する場合の完了時間の起点</p> <p>再度 D1 および D2 を実施する場合の完了時間の起点</p> <p>要求される措置 D1 および D2 を中止する。また、原子炉出力回復操作を実施できる。</p> <p>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、満足していると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行うことができる。</p>	<p>参考図 7 2 - 1</p> <p>条件 A と判断</p> <p>要求される措置 A1 を達成</p> <p>要求される措置 A1</p> <p>要求される措置 A2</p> <p>要求される措置 D1 および D2</p> <p>A2 を完了時間内に達成できなくて条件 D へ移行する。</p> <p>A1 を完了時間内に達成できなくて条件 D へ移行する。</p> <p>再度 D1 および D2 を実施する場合の完了時間の起点</p> <p>再度 D1 および D2 を実施する場合の完了時間の起点</p> <p>要求される措置 D1 および D2 を中止する。また、原子炉出力回復操作を実施できる。</p> <p>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、満足していると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行うことができる。</p>	<p>備考</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>参考図 7 2 - 2</p>  <p>条件 A 発生</p> <p>完了時間 (3日間)</p> <p>条件 C の完了時間</p> <p>条件 B 発生</p> <p>完了時間 (8時間)</p> <p>1時間</p> <p>条件 C の完了時間内に機能 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。</p>	<p>参考図 7 2 - 2</p>  <p>条件 A 発生</p> <p>完了時間 (3日間)</p> <p>条件 C の完了時間</p> <p>条件 B 発生</p> <p>完了時間 (8時間)</p> <p>1時間</p> <p>条件 C の完了時間内に機能 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。</p>	
<p>参考図 7 2 - 3</p>  <p>条件 A 発生</p> <p>条件 A の完了時間 (3日間)</p> <p>条件 C の実質的な完了時間</p> <p>条件 C の完了時間</p> <p>条件 B 発生</p> <p>完了時間 (8時間)</p> <p>1時間</p> <p>条件 A の完了時間内に要求される措置が達成できなければ条件 D へ移行する。</p> <p>条件 A の完了時間内に機能 X が確認できれば、条件 B の本来の完了時間に戻る。</p>	<p>参考図 7 2 - 3</p>  <p>条件 A 発生</p> <p>条件 A の完了時間 (3日間)</p> <p>条件 C の実質的な完了時間</p> <p>条件 C の完了時間</p> <p>条件 B 発生</p> <p>完了時間 (8時間)</p> <p>1時間</p> <p>条件 A の完了時間内に要求される措置が達成できなければ条件 D へ移行する。</p> <p>条件 A の完了時間内に機能 X が確認できれば、条件 B の本来の完了時間に戻る。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合)</p> <p>第73条 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 予防保全を目的とした点検・保修を実施するため, 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^{*1}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>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第73条 各課長または当直長は, 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^{*1}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>・原子力規制委員会設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. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 予防保全を目的とした点検・保修を実施するため, 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点検・保修を実施する場合は, あらかじめ必要な安全措置^{*1}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>2. 各課長または当直長は, 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^{*1}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>・記載の適正化</p>
<p>3. 第1項および第2項の実施については, 第72条(運転上の制限を満足しない場合)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>3. 各課長または当直長は, 表73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^{*2}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. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第1項または第2項に基づく点検・保修を行う場合, 関係課長と協議し実施する。</p>	<p>4. 第1項, 第2項および第3項の実施については, 第72条(運転上の制限を満足しない場合)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. 第1項および第2項の実施にあたっては, 運転上の制限外に移行した時点を中心とする完了時間の起点とする。</p>	<p>5. 各課長または当直長は, 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. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 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^{*2}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>6. 第1項, 第2項および第3項の実施にあたっては, 運転上の制限外に移行した時点を中心とする完了時間の起点とする。</p>	
<p>7. 各課長(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 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^{*3}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. 各課長または当直長は, 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^{*3}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(課長(品質保証), 総務課長, 課長(技術), 課長(核物質防護), 課長(建設管理), 課長(保修技術), 課長(土木), 課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)または当直長は, 第1項, 第2項または第3項を実施する場合, 第72条(運転上の制</p>	<p>8. 各課長または当直長は, 第1項, 第2項または第3項を実施する場合, 第72条(運転上の制</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																	
<p>課長（<u>保修技術</u>）、課長（<u>土木</u>）、課長（<u>建築</u>）および課長（<u>SA工事プロジェクト</u>）を除く。）または当直長は、第1項または第2項を実施する場合、第72条（<u>運転上の制限を満足しない場合</u>）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、<u>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</u>、各課長（課長（<u>品質保証</u>）、<u>総務課長</u>、課長（<u>技術</u>）、課長（<u>核物質防護</u>）、課長（<u>建設管理</u>）、課長（<u>保修技術</u>）、課長（<u>土木</u>）、課長（<u>建築</u>）および課長（<u>SA工事プロジェクト</u>）を除く。）または当直長は、<u>当該運転上の制限を満足していないと判断する</u>。</p> <p>9. 各課長（課長（<u>品質保証</u>）、<u>総務課長</u>、課長（<u>技術</u>）、課長（<u>核物質防護</u>）、課長（<u>建設管理</u>）、<u>課長（発電）</u>、課長（<u>保修技術</u>）、課長（<u>土木</u>）、課長（<u>建築</u>）および課長（<u>SA工事プロジェクト</u>）を除く。）または当直長は、第2項を実施し、<u>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</u>、原子炉主任技術者および課長（<u>発電</u>）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：<u>点検・保修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</u>。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>限を満足しない場合）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、「<u>要求される措置</u>」を「<u>保全作業時の措置</u>」に読み替えるものとする。</p> <p>9. 各課長または当直長は、<u>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</u>、当該運転上の制限を満足していないと判断する。</p> <p>10. 各課長または当直長は、<u>第2項および第3項に基づく保全作業において</u>、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、原子炉主任技術者および課長（<u>発電</u>）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：<u>表73に基づく事項として同様の措置を実施している場合は</u>、必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※3：<u>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</u>。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>表73</p> <table border="1" data-bbox="1389 1213 2591 1890"> <thead> <tr> <th>関連条文</th> <th>点検対象設備</th> <th>第73条適用時期</th> <th>保全作業時の措置</th> <th>実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">第57条の3</td> <td rowspan="2">・外部電源</td> <td rowspan="2">運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</td> <td>・動作可能な外部電源について、<u>電圧が確立していることを確認する</u>。</td> <td>点検前^{※4} その後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>・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^{※5}する。</td> <td>点検前^{※4} 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箇月に1回</td> </tr> <tr> <td>第65条 (65-9-1)</td> <td>・燃料プールのプレイ系を構成する弁</td> <td>燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期</td> <td>・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</td> <td>点検前^{※4} その後、毎日1回</td> </tr> </tbody> </table>	関連条文	点検対象設備	第73条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	第57条の3	・外部電源	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	・動作可能な外部電源について、 <u>電圧が確立していることを確認する</u> 。	点検前 ^{※4} 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 ^{※5} する。	点検前 ^{※4} 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箇月に1回	第65条 (65-9-1)	・燃料プールのプレイ系を構成する弁	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期	・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	点検前 ^{※4} その後、毎日1回	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>・記載の適正化</p>
関連条文	点検対象設備	第73条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度															
第57条の3	・外部電源	運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換	・動作可能な外部電源について、 <u>電圧が確立していることを確認する</u> 。	点検前 ^{※4} 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 ^{※5} する。	点検前 ^{※4} 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箇月に1回															
第65条 (65-9-1)	・燃料プールのプレイ系を構成する弁	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期	・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	点検前 ^{※4} その後、毎日1回															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
			間	とを確認する。	・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）	
				・可搬型スプレインズルが動作可能であることを管理的手段で確認する。		点検前 ^{※4} その後、毎日1回
第65条 (65-9-2)	・燃料プール冷却系を構成する弁	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	間	・燃料プールの温度上昇評価を実施する。		点検前 ^{※4}
				・燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。		点検前 ^{※4} その後、毎日1回
				・残留熱除去系による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 ^{※4}
第65条 (65-9-3)	・燃料プール水位・温度(SA) ・燃料プール水位(SA) ・燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) ・燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	間	・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。		点検前 ^{※4} 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 ^{※4} その後、毎日1回
第65条 (65-11-4)	・構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上)	冷温停止 燃料交換		・代替品または監視要員の確保を行う。	点検前 ^{※4}	
第65条 (65-12)	・ガスタービン発電機用燃料移送ライン	燃料交換 (原子炉水位が)		・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 [※]	点検前 ^{※4} その後、1週間に1	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
	-1)	を構成する弁	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または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)	⁵ する。	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）
第65条 (65-12 -3)	-3)	<ul style="list-style-type: none"> ・B-115V系充電器 ・B-115V系蓄電池 ・B-115V系充電器(SA) ・B-115V系蓄電池(SA) ・SA用115V系充電器 ・SA用115V系蓄電池 	冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> ・B-115V系充電器(SA)・蓄電池(SA)およびSA用115V系充電器・蓄電池が健全であることを確認する。 ・B-115V系充電器・蓄電池およびSA用115V系充電器・蓄電池が健全であることを確認する。 ・B-115V系充電器・蓄電池およびB-115V系充電器(SA)・蓄電池(SA)が健全であることを確認する。 	点検前 ^{※4} その後、1週間に1回	
第65条 (65-12 -5) □	-5) □	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・SAロードセンタ ・SA1コントロールセンタ ・SA2コントロールセンタ ・充電器電源切替盤 ・SA電源切替盤 ・重大事故操作盤 	冷温停止 燃料交換	<ul style="list-style-type: none"> ・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[※] ⁵する。 	点検前 ^{※4} 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	
第65条 (65-12)	(65-12)	・ガスタービン発電機用軽油タンク	燃料交換 (原子炉水位が	<ul style="list-style-type: none"> ・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[※] 	点検前 ^{※4} その後、10日に1	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	-6)		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または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)	⁵ する。	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）
	第65条 (65-16 -1)	・緊急時対策所 空気 浄化装置操作盤	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前 ^{※4}	
		・差圧計	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前 ^{※4}	
	第65条 (65-16 -2)	・緊急時対策所 低圧 母線盤	冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前 ^{※4}	
<p>※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。</p>						
<p>※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^{※6}を起動し動作可能であることを確認する。</p>						
<p>※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。</p>						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第74条 当直長は、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. 当直長は、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(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)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は、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。(保修作業を含む。)</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. 当直長は、自ら第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した場合または各課長(課長(品質保証)、総務課長、課長(技術)、課長(核物質防護)、課長(建設管理)、課長(保修技術)、課長(土木)、課長(建築)および課長(SA工事プロジェクト)を除く。)から第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した連絡を受けた場合は、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第73条第1項または第2項で定める点検・保修を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻および点検・保修の内容。</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74条 当直長は、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. 当直長は、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は、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. 当直長は、自ら第73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73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は、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第73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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第77条 当直長は、第75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. 当直長は、第75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および所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第75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) 第17条(地震・火災等発生時の対応)第3項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77条 当直長は、第75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. 当直長は、第75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および所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第75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) 第17条〔2号炉〕第4項、第17条の3第5項、第17条の4〔2号炉〕第4項、第17条の4〔3号炉〕第2項または第17条の5第4項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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第79条 課長(燃料技術)は、新燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫または燃料プール(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箇所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建物天井クレーンまたは燃料取替機を使用すること。</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。</p>	<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第79条 課長(燃料技術)は、新燃料を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫または燃料プール(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箇所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建物天井クレーンまたは燃料取替機を使用すること。</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。</p> <p><u>(5) 燃料プールに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、燃料プールに1炉心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(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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考												
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第84条 課長(燃料技術)は、使用済燃料(以下、照射された燃料を含む。)を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表84に定める燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 燃料プールの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 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はないと判断した使用済燃料については、破損燃料収納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p>表84</p> <table border="1" data-bbox="154 993 1359 1131"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <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>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な燃料プール	2号炉	2号炉	3号炉	3号炉	<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第84条 課長(燃料技術)は、使用済燃料(以下、照射された燃料を含む。)を貯蔵する場合は、次の各号を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表84に定める燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 燃料プールの目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨および貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 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はないと判断した使用済燃料については、破損燃料収納容器に収納する等の措置を講じること。</p> <p><u>(6) 原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、燃料プールに1炉心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(2号炉)。</u></p> <p><u>2. 各課長は、燃料プール周辺に設置する設備について、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(2号炉)。</u></p> <p>表84</p> <table border="1" data-bbox="1386 993 2591 1131"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <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>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な燃料プール	2号炉	2号炉	3号炉	3号炉	<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>
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な燃料プール													
2号炉	2号炉													
3号炉	3号炉													
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な燃料プール													
2号炉	2号炉													
3号炉	3号炉													

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第84条の2 課長(燃料技術)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、燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 課長(燃料技術)は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の各号を確認し、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) 燃料取替機を使用すること。</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、使用済燃料輸送容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 課長(燃料技術)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を運搬する場合は、運搬前に次の各号を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合には、(3)から(6)の適用を除く。</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を制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。</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. 課長(放射線管理)は、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器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92条(管理区域内における区域区分)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. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、移動前に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. 課長(燃料技術)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. 検査総括責任者は、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</p>	<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第84条の2 課長(燃料技術)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、燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 課長(燃料技術)は、発電所内において使用済燃料を運搬する場合は、運搬前に次の各号を確認し、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) 燃料取替機を使用すること。</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、使用済燃料輸送容器の収納条件に適合していること。</p> <p><u>(5) 原子炉建物天井クレーンにより使用済燃料輸送容器を燃料プール上で取り扱う場合は、キャスク置場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(2号炉)。</u></p> <p>3. 課長(燃料技術)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を運搬する場合は、運搬前に次の各号を確認する。ただし、管理区域内で運搬する場合には、(3)から(6)の適用を除く。</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を制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。</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. 課長(放射線管理)は、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器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92条(管理区域内における区域区分)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. 課長(放射線管理)は、課長(燃料技術)が管理区域内で第92条(管理区域内における区域区分)第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、移動前に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. 課長(燃料技術)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. 検査総括責任者は、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)</p> <p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>とは別の組織の者を、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。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 (2) 気密漏えい検査 (3) 圧力測定検査 (4) 線量当量率検査 (5) 未臨界検査 (6) 温度測定検査 (7) 吊上検査 (8) 重量検査 (9) 収納物検査 (10) 表面密度検査</p> <p>9. 課長（燃料技術）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>は別の組織の者を、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。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 (2) 気密漏えい検査 (3) 圧力測定検査 (4) 線量当量率検査 (5) 未臨界検査 (6) 温度測定検査 (7) 吊上検査 (8) 重量検査 (9) 収納物検査 (10) 表面密度検査</p> <p>9. 課長（燃料技術）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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(管理区域の設定および解除)</p> <p>第91条 管理区域は、添付2に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(放射線管理)は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、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。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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。</p> <p>4. 課長(放射線管理)は、添付2における管理区域境界付近において、表91に示す作業を行う場合で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>5. 課長(放射線管理)は、前項以外で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>6. 課長(放射線管理)は、前項にかかわらず、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、課長(放射線管理)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。</p> <p>7. 課長(放射線管理)は、前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課長(放射線管理)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)</p> <p>第91条 管理区域は、添付4に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(放射線管理)は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、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。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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。</p> <p>4. 課長(放射線管理)は、添付4における管理区域境界付近において、表91に示す作業を行う場合で、3箇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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>5. 課長(放射線管理)は、前項以外で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>6. 課長(放射線管理)は、前項にかかわらず、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、課長(放射線管理)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。</p> <p>7. 課長(放射線管理)は、前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課長(放射線管理)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>表 9 1</p> <table border="1"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	<p>表 9 1</p> <table border="1"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第92条 課長(放射線管理)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2に示す区域とする。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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. 課長(放射線管理)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92条 課長(放射線管理)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4に示す区域とする。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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. 課長(放射線管理)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(保全区域)</p> <p>第96条 保全区域は、添付3に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。</p>	<p>(保全区域)</p> <p>第96条 保全区域は、添付5に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																																												
<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第101条 課長(放射線管理), 課長(計装)および課長(3号電気)は, 表101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101</p> <table border="1" data-bbox="192 541 1359 1192"> <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>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</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>課長(放射線管理)</td> <td>3台^{※2}</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用 サーベイメータ</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>3台^{※2}</td> </tr> <tr> <td>体表面モニタ</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>7台^{※3}</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1※5}</td> </tr> <tr> <td>電子式積算線量計</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1式^{※1}</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>課長(計装)</td> <td>6台^{※1}</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>課長(計装) 課長(3号電気)</td> <td>79台^{※4※6}</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>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <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3台を含む。 ※4: 1号炉および2号炉共用の2台を含む。 ※5: 表89の試料放射能測定装置と共用 ※6: 管理区域外測定用の3台を含む。</p>	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	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	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	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}	汚染密度測定用 サーベイメータ	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}	体表面モニタ	課長(放射線管理)	7台 ^{※3}	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※5}	電子式積算線量計	課長(放射線管理)	1式 ^{※1}	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長(計装)	6台 ^{※1}	エリアモニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	79台 ^{※4※6}	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	積算線量計測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第101条 課長(放射線管理), 課長(計装)および課長(3号電気)は, 表101および表65-15(65-15-1 監視測定設備)に定める放射線計測器類について, 各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101</p> <table border="1" data-bbox="1427 541 2594 1192"> <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>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</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>課長(放射線管理)</td> <td>3台^{※2}</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用 サーベイメータ</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>3台^{※2}</td> </tr> <tr> <td>体表面モニタ</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>7台^{※3}</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1※5}</td> </tr> <tr> <td>電子式積算線量計</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1式^{※1}</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>課長(計装)</td> <td>6台^{※1}</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>課長(計装) 課長(3号電気)</td> <td>79台^{※4※6}</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>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>課長(放射線管理)</td> <td>1台^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <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3台を含む。 ※4: 1号炉および2号炉共用の2台を含む。 ※5: 表89の試料放射能測定装置と共用 ※6: 管理区域外測定用の3台を含む。</p>	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	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	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	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}	汚染密度測定用 サーベイメータ	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}	体表面モニタ	課長(放射線管理)	7台 ^{※3}	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※5}	電子式積算線量計	課長(放射線管理)	1式 ^{※1}	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長(計装)	6台 ^{※1}	エリアモニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	79台 ^{※4※6}	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	積算線量計測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
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	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											
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	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}																																																																											
	汚染密度測定用 サーベイメータ	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}																																																																											
	体表面モニタ	課長(放射線管理)	7台 ^{※3}																																																																											
	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※5}																																																																											
	電子式積算線量計	課長(放射線管理)	1式 ^{※1}																																																																											
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長(計装)	6台 ^{※1}																																																																											
	エリアモニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	79台 ^{※4※6}																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											
	積算線量計測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											
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	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											
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	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}																																																																											
	汚染密度測定用 サーベイメータ	課長(放射線管理)	3台 ^{※2}																																																																											
	体表面モニタ	課長(放射線管理)	7台 ^{※3}																																																																											
	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1※5}																																																																											
	電子式積算線量計	課長(放射線管理)	1式 ^{※1}																																																																											
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	課長(計装)	6台 ^{※1}																																																																											
	エリアモニタ	課長(計装) 課長(3号電気)	79台 ^{※4※6}																																																																											
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											
	積算線量計測定装置	課長(放射線管理)	1台 ^{※1}																																																																											

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(施設管理計画)</p> <p>第106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。施設管理に関する業務を確実に実施するために、「施設管理要領」に従い実施する。また、組織は、施設管理の業務に必要な文書を「文書・記録管理基本要領」に従い品質マネジメントシステムの文書として作成・管理し、施設管理の業務を実施する。</p> <p>1. 用語の定義</p> <p><u>設備主管課長</u>：課長(品質保証)、総務課長、課長(発電)、課長(核物質防護)および課長(建設管理)を除く各課長。</p> <p>保全：プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持または向上させる活動。原子炉施設の安全確保を前提に、電力の供給信頼性を維持するとの観点から設備の重要さ度合いに応じて、効率性、経済性を考慮しながら行われるもので、設計、点検、巡視、工事を含む。</p> <p>工事：補修、取替えおよび改造の総称であり、建設、使用前点検を含む。</p> <p>作業管理：保全のうち設計を除く点検、巡視、工事等のための作業の管理。</p> <p>2. 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、12.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(7.3参照)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106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) 所長は、「監視測定および分析基本要領」で定めた手順により、社達で周知された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、12.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(7.3参照)を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>3. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、2.の施設管理目標を達成するため、4.より11.からなる保全プログラムを策定する。また、12.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(7.3参照)を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>4. 保全対象範囲の策定</p> <p><u>課長(保修技術)</u>は、「<u>点検計画作成・運用手順書</u>」に基づき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し、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、設備</u></p>	<p>(施設管理計画)</p> <p>第106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。施設管理に関する業務を確実に実施するために、「施設管理要領」に従い実施する。また、組織は、施設管理の業務に必要な文書を「文書・記録管理基本要領」に従い品質マネジメントシステムの文書として作成・管理し、施設管理の業務を実施する。</p> <p>1. 用語の定義</p> <p>保全：プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持または向上させる活動。原子炉施設の安全確保を前提に、電力の供給信頼性を維持するとの観点から設備の重要さ度合いに応じて、効率性、経済性を考慮しながら行われるもので、設計、点検、巡視、工事を含む。</p> <p>工事：補修、取替えおよび改造の総称であり、建設、使用前点検を含む。</p> <p>作業管理：保全のうち設計を除く点検、巡視、工事等のための作業の管理。</p> <p>2. 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、12.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(7.3参照)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106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) 所長は、「監視測定および分析基本要領」で定めた手順により、社達で周知された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、12.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(7.3参照)を踏まえ施設管理目標の見直しを行う。</p> <p>3. 保全プログラムの策定</p> <p>組織は、2.の施設管理目標を達成するため、4.より11.からなる保全プログラムを策定する。また、12.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(7.3参照)を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。</p> <p>4. 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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>主管課長に周知する。</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）許可申請書および設計及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>5. 施設管理の重要度の設定</p> <p>課長（<u>保修技術</u>）は、「<u>点検計画作成・運用手順書</u>」に基づき、4. 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。）を設定し、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</u></p> <p>また、<u>設備主管課長は、「施設管理要領」に基づき、設計および工事の重要度を設定し、保修部長の確認、所長の承認を得る。</u></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、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要度等を組み合わせて設定する。</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>6. 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>組織は、「<u>保全活動管理指標設定および監視手順書</u>」に基づき、下記の業務を行う。</p> <p>(1) <u>課長（保修技術）は、保全の有効性を監視、評価するために5. 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し、保修</u></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）許可申請書および設計及び工事計画（<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</u>*¹（2号炉）</p> <p>(5) <u>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</u></p> <p>(6) <u>その他、自ら定める設備</u></p> <p>※1：<u>自主対策設備とは、技術基準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>5. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、4. 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。）と設計および工事の重要度を設定する。</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。</u></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、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（2号炉）の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。</u></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>6. 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) <u>組織は、保全の有効性を監視、評価するために5. 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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</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。 (a) 7000臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数 (b) 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数 (c) 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b. システムレベルの保全活動管理指標 システムレベルの保全活動管理指標として、5.(1)の施設管理の重要度の高いシステムのうち、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システム機能に対して以下のものを設定する。 (a) 予防可能故障(MPFF)回数 (b) 非待機(UA)時間^{※1}</p> <p>(2) 課長(保修技術)は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定し、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</u>また、11.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い、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</u></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. システムレベルの保全活動管理指標 (a) 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。 (b) 非待機(UA)時間の目標値は、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74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) 課長(保修技術)は、プラントまたはシステムの供用開始までに、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し、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、各課長(総務課長、課長(核物質防護)を除く。)に周知する。</u>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) <u>各課長(総務課長、課長(核物質防護)を除く。)</u>は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報を採取し、その結果を課長(保修技術)に通知する。</p> <p>(5) 課長(保修技術)は、<u>通知を受けた情報の取り纏めおよび監視を行い、その結果を保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</u></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システムの動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>7. 保全計画の策定</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。 (a) 7000臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数 (b) 7000臨界時間あたりの計画外出力変動回数 (c) 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b. システムレベルの保全活動管理指標 システムレベルの保全活動管理指標として、5.(1)の施設管理の重要度の高いシステムのうち、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システム機能ならびに<u>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。 (a) 予防可能故障(MPFF)回数 (b) 非待機(UA)時間^{※2}</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、11.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. システムレベルの保全活動管理指標 (a) 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。 (b) 非待機(UA)時間の目標値は、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74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、プラントまたはシステムの供用開始までに、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、<u>その結果を記録する。</u></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システムの動作に必須の機能に対してのみ設定する。</p> <p>7. 保全計画の策定</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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(1) <u>設備主管課長</u>は、4. 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. 点検の計画（7. 1参照） b. 設計および工事の計画（7. 2参照） c. 特別な保全計画（7. 3参照）</p> <p>(2) <u>設備主管課長</u>は、保全計画の策定にあたって、5. 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、<u>9. 保全の結果の確認・評価、10. 不適合管理、是正処置および未然防止処置の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。</u>さらに、<u>11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の継続的な見直しを行う。</u></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) <u>設備主管課長</u>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>7. 1 点検の計画策定 <u>設備主管課長</u>は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき、下記の業務を行う。</p> <p>(1) <u>設備主管課長</u>は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合、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、<u>点検計画表</u>を策定する。<u>なお、点検計画の策定および見直しにあたっては、重要度分類指針におけるクラス1、クラス2の機能を有する機器および定期事業者検査対象機器については、所管する部長の確認、運営委員会の審議を受け、所長の承認を受ける。</u></p> <p>(2) <u>設備主管課長</u>は、点検計画、点検計画表の策定および見直しにあたっては、<u>保全内容の妥当性を確認し、原子炉主任技術者へ報告する。</u></p> <p>(3) <u>設備主管課長</u>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 (a) 時間基準保全 (b) 状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(4) <u>設備主管課長</u>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 点検を実施する時期までに、次の事項を定める。 (a) 点検の具体的方法 (b) 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</p>	<p>(1) <u>組織</u>は、4. 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. 点検の計画（7. 1参照） b. 設計および工事の計画（7. 2参照） c. 特別な保全計画（7. 3参照）</p> <p>(2) <u>組織</u>は、保全計画の策定にあたって、5. 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、<u>11. 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。</u></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) <u>組織</u>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>7. 1 点検の計画策定</p> <p>(1) <u>組織</u>は、原子炉停止中または運転中に点検を実施する場合、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) <u>組織</u>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 (a) 時間基準保全 (b) 状態基準保全</p> <p>b. 事後保全</p> <p>(3) <u>組織</u>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 点検を実施する時期までに、次の事項を定める。 (a) 点検の具体的方法 (b) 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</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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>(c) 実施頻度</p> <p>(d) 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，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，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>(5) 検査実施責任者は，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>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>(c) 実施頻度</p> <p>(d) 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，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，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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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106条の4による使用前事業者検査および第106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>7. 2 設計および工事の計画の策定</p> <p>(1) 設備主管課長は、設計および工事を実施する場合、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し、所管する部長の確認、所長の承認を得て、課長（<u>保修管理</u>）に通知する。また、設備主管課長は、安全上重要な機器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※3の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否およびその内容（手続きが不要と判断した場合、その理由を含む。）を記録する。</p> <p>(2) 設備主管課長は、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) 設備主管課長および検査実施責任者は、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。なお、「調達管理手順書」、「島根原子力発電所使用前事業者検査（溶接）実施手順書」、「島根原子力発電所定期事業者検査実施手順書」、「島根原子力発電所使用前事業者検査（施設）実施手順書」、「配管肉厚管理手引書」、「供用期間中検査計画管理手引書」および「設備診断手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。</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」の第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」の第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。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。（以下、第119条（記録）において同じ。）</p> <p>7. 3 特別な保全計画の策定</p> <p>設備主管課長は、「プラント停止時工程管理手順書」に基づき、下記の業務を行う。</p> <p>(1) 設備主管課長は、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し、課長（<u>保修管理</u>）に通知する。課長（<u>保修管理</u>）は、計画を取り纏め、<u>保修部長の確認、所長の承認を得て、設備主管課長に周知する。</u></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106条の4による使用前事業者検査および第106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>7. 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、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※4の要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否およびその内容（手続きが不要と判断した場合、その理由を含む。）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」の第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」の第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。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。（以下、第119条（記録）において同じ。）</p> <p>7. 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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(2) 設備主管課長は、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>8. 保全の実施</p> <p>(1) 各課長（総務課長、課長（核物質防護）を除く。）は、7. で定めた保全計画に従って保全を実施する。</p> <p>(2) 設備主管課長は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスおよび第106条の2による設計管理ならびに第106条の3による作業管理を実施する。</p> <p>a. 工事計画：保全計画に基づく工事を実施するために必要な一連の検討および計画行為を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「プラント停止時工程管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。</p> <p>b. 設計管理：方針書、技術検討書、調達製品に関する要求事項の策定および詳細設計・製作・据付段階での検証を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「原子力発電所土木建築関係設計・調達管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。</p> <p>c. 調達管理：物品、工事等の調達および調達先の供給能力の確認を行う。これらの業務は、「島根原子力発電所発注先の評価・選定手順書」、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」および「原子力発電所土木建築関係設計・調達管理手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。また、点検計画表の内容を調達先への要求事項に反映する。</p> <p>d. 工事管理：構築物、系統および機器に対して行われる保全の実施状況を管理する。これらの業務は、「島根原子力発電所工事業務管理手順書」、「工事施工管理手順書」、「工事における安全管理手順書」、「点検手入れ前状態データ採取・評価手引書」、「本設測定機器管理手順書」、「試験・検査用測定機器管理手順書」、「プラント停止時工程管理手順書」、「配管肉厚管理手引書」、「供用期間中検査計画管理手引書」、「作業要領書作成手引書」、「作業票取扱手順書」、「島根原子力発電所土木建築関係設備点検手順書」、「設備診断手順書」、「保修部門巡視点検手順書」、「建設プラント管理手順書」および「3号機作業票取扱手順書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。</p> <p>(3) 設備主管課長は、保全の結果について記録する。</p> <p>(4) 設備主管課長は、「点検計画作成・運用手順書」に基づき、点検実績を点検計画表に反映する。</p> <p>9. 保全の結果の確認・評価</p> <p>設備主管課長および検査実施責任者は、「調達管理手順書」、「島根原子力発電所使用前事業者検</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>8. 保全の実施</p> <p>(1) 組織は、7. 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106条の2による設計管理ならびに第106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>9. 保全の結果の確認・評価</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>査（溶接）実施手順書」，「島根原子力発電所定期事業者検査実施手順書」，「島根原子力発電所使用前事業者検査（施設）実施手順書」，「点検計画作成・運用手順書」，「配管肉厚管理手引書」，「供用期間中検査計画管理手引書」，「設備診断手順書」および「点検手入れ前状態データ採取・評価手引書」のうち業務に応じた文書を用いて実施する。</p> <p>（１）設備主管課長および検査実施責任者は，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^{※4}までに確認・評価し，記録する。なお，定期事業者検査の検査要領書を作成する場合，「島根原子力発電所定期事業者検査実施手順書」に基づき点検計画表の内容が反映されることを確実にする。</p> <p>（２）検査実施責任者は，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）設備主管課長は，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，保全の要領書に基づき，保全が実施されていることを，所定の時期^{※4}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>10. 不適合管理，是正処置および未然防止処置</p> <p>（１）設備主管課長は，施設管理の対象となる施設およびプロセスを監視し，不適合が認められた場合，第3条8. 3に基づき不適合管理を行う。また，是正処置ならびに未然防止処置について，第3条8. 5. 2 是正処置等ならびに第3条8. 5. 3 未然防止処置に基づき実施する。なお，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，9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法，実施頻度および時期の是正処置ならびに未然防止処置を講じる。</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，保全の要領書に基づき，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）設備主管課長は，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）設備主管課長は，（１）および（２）の活動を第3条に基づき実施する。</p> <p>11. 保全の有効性評価</p> <p>設備主管課長は，「保全の有効性評価手順書」に基づき，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して，課長（保修技術）に通知する。課長（保修技術）は，保修部長の確認，運営委員会の審議を受け，所長の承認を得た結果を設備主管</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^{※5}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，<u>定めたプロセス</u>に基づき，保全が実施されていることを，所定の時期^{※5}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>10. 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，<u>定めたプロセス</u>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>11. 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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>課長へ周知する。また、設備主管課長は、保全の有効性の評価に基づき継続的な改善につなげる。 <u>なお、原子炉主任技術者は、「主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領」に基づき業務の実施状況を確認する。</u></p> <p>(1) <u>設備主管課長</u>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> <ul style="list-style-type: none"> a. 保全活動管理指標の監視結果 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 c. トラブルなど運転経験 d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果 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 f. リスク情報、科学的知見 <p>(2) <u>設備主管課長</u>は、<u>所長が承認した</u>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、7. 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> <ul style="list-style-type: none"> a. 点検および取替結果の評価 b. 劣化トレンドによる評価 c. 類似機器等のベンチマークによる評価 d. 研究成果等による評価 <p>(3) <u>課長（保修技術）</u>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>12. 施設管理の有効性評価</p> <p>(1) <u>各課長</u>は、1 1. の保全の有効性評価の結果および2. 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、<u>施設管理が有効に機能していることを確認して、課長（保修管理）に通知する。</u>課長（保修管理）は、<u>保修部長の確認、運営委員会の審議を受け、所長の承認を得た結果を各課長へ周知する。</u>また、各課長は、<u>施設管理の有効性評価の結果に基づき、継続的な改善につなげる。</u></p> <p>(2) <u>課長（保修管理）</u>は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。</p> <p>13. 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に示す業務・原子炉施設に対する要求事項のうち、「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106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</p>	<p>(1) <u>組織</u>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> <ul style="list-style-type: none"> a. 保全活動管理指標の監視結果 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 c. トラブルなど運転経験 d. 高経年化技術評価および定期安全レビュー結果 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 f. リスク情報、科学的知見 <p>(2) <u>組織</u>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、7. 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> <ul style="list-style-type: none"> a. 点検および取替結果の評価 b. 劣化トレンドによる評価 c. 類似機器等のベンチマークによる評価 d. 研究成果等による評価 <p>(3) <u>組織</u>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>12. 施設管理の有効性評価</p> <p>(1) <u>組織</u>は、1 1. の保全の有効性評価の結果および2. 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、<u>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。</u></p> <p>(2) <u>組織</u>は、施設管理の有効性評価の結果とその根拠および改善内容について記録する。</p> <p>13. 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に示す業務・原子炉施設に対する要求事項のうち、「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106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</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>ものかを示す図書、情報」をいう。） (3) 物理的構成（実際の構築物，系統および機器をいう。）</p> <p>14. 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>ものかを示す図書、情報」をいう。） (3) 物理的構成（実際の構築物，系統および機器をいう。）</p> <p>14. 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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子力防災組織)</p> <p>第107条 課長(技術)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。なお所長不在の場合は、<u>所長が定めた代行者を本部長とする。</u></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>(原子力防災組織)</p> <p>第107条 課長(技術)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、<u>所長とする。ただし、課長(技術)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。</u></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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>(緊急作業従事者の選定) 第108条の2 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社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) 表108の2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) 表108の2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^{※1}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>表108の2</p> <table border="1" data-bbox="154 814 1359 1201"> <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^{※1}</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：兼用できる訓練 ・第17条第2項、第17条の2第1項、第111条および第117条のうち、緊急作業で使用する施設^及び設備の取扱いに関する訓練</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 ^{※1}	3時間以上	<p>(緊急作業従事者の選定) 第108条の2 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社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^{※1}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) 表108の2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) 表108の2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^{要員}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>表108の2</p> <table border="1" data-bbox="1386 814 2591 1201"> <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^{※2}</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^{※3}</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。 ※2：兼用できる訓練 ・第17条の7第3項、第17条の9第1項、第117条のうち、緊急作業の方法に関する訓練 ※3：兼用できる訓練 ・第17条第1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条および第117条のうち、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>	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 ^{※2}	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 ^{※3}	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 ^{※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 ^{※2}	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 ^{※3}	3時間以上																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子力防災資機材等の整備)</p> <p>第109条 課長(技術)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および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. 課長(発電)および課長(燃料技術)は、緊急時における運転操作に関する規定類を作成し、制定および改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)第2項に基づき、運営委員会の確認を得る</p>	<p>(原子力防災資機材等の整備)</p> <p>第109条 課長(技術)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および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. 課長(発電)および課長(燃料技術)は、緊急時における運転操作に関する規定類を作成し、制定および改正にあたっては、第7条(原子力発電保安運営委員会)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(通報経路) 第110条 課長(技術)は、<u>緊急事態が発生した場合の社内ならびに国, 県, 市, 警察署および消防署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。</u></p>	<p>(通報経路) 第110条 課長(技術)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の社内および国, 県, 市等の社外関係機関との連絡経路または通報経路を定めるにあたり, 所長の承認を得る。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(緊急時訓練) 第 1 1 1 条 課長(技術)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、<u>発電所</u>で毎年度 1 回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>(緊急時訓練) 第 1 1 1 条 課長(技術)は、原子力防災組織の要員に対して、<u>緊急事態</u>に対処するための総合的な訓練を毎年度 1 回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(通報)</p> <p>第112条 当直長等は、<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、あらかじめ定められた通報経路に従って、</u>所長へ通報する。</p> <p>2. 所長は、<u>緊急事態の発生について通報を受け、または自ら発見した場合は、</u>第110条(通報経路)に定める<u>通報経路に従って、</u>通報する。</p>	<p>(通報)</p> <p>第112条 当直長等は、<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は、</u>第110条(通報経路)に定める経路に従って、<u>所長に報告する。</u></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の発生について報告を受け、もしくは自ら発見した場合は、</u>第110条(通報経路)に定める経路に従って、<u>社内および社外関係機関に連絡または通報する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(緊急時体制の発令) 第113条 所長は、<u>緊急事態が発生した場合は</u>、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。</p>	<p>(緊急時体制の発令) 第113条 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、もしくは自ら発見した場合は</u>、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。<u>所長は、緊急時体制を発令した場合は、直ちに電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(応急措置) 第114条 本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。</p> <p>(1) 避難 (2) 放射性物質の影響範囲の推定 (3) 緊急被ばく医療 (4) 消火活動 (5) 汚染拡大の防止 (6) 線量評価 (7) 応急復旧 (8) 原子力災害の拡大防止を図るための措置 (9) 資機材の調達および輸送</p>	<p>(応急措置) 第114条 本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急時体制を発令した場合において次の応急措置を実施する。</p> <p>(1) 警備および避難誘導 (2) 放射能影響範囲の推定 (3) 医療活動 (4) 消火活動 (5) 汚染拡大の防止 (6) 線量評価 (7) 応急復旧 (8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置 (9) 資機材の調達および輸送</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(緊急時体制の解除) 第116条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除する。また、その旨を第110条(通報経路)の経路に従って連絡する。</p>	<p>(緊急時体制の解除) 第116条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(所員への保安教育)</p> <p>第117条 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、具体的な保安教育内容およびその見直し頻度を定めた「力量および教育訓練基本要領」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子力人材育成センター所長は、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表117-1, 2, 3の実施方針に基づき作成し、原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>(2) 原子力人材育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条(原子力発電保安委員会)第2項に基づき保安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。原子力人材育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。 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) 原子力人材育成センター所長は、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>(所員への保安教育)</p> <p>第117条 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、具体的な保安教育内容およびその見直し頻度を定めた「力量および教育訓練基本要領」に基づき、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子力人材育成センター所長は、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表117-1, 2, 3の実施方針に基づき作成し、原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>(2) 原子力人材育成センター所長は、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第6条(原子力発電保安委員会)第2項に基づき保安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。原子力人材育成センター所長は、年度毎に実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。 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) 原子力人材育成センター所長は、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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第118条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、総務課長が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>2. 課長(放射線管理)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会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、課長(放射線管理)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う。</p> <p>ただし、課長(放射線管理)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>3. 課長(発電)は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、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、「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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>4. 課長(発電)は、<u>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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</u></p> <p>なお、<u>課長(発電)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う。</u></p> <p>ただし、<u>課長(発電)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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。</u></p> <p>5. 課長(発電)または課長(燃料技術)は、燃料取替に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p>	<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第118条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、総務課長が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>2. 課長(放射線管理)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会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表118の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、課長(放射線管理)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う。</p> <p>ただし、課長(放射線管理)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>3. 課長(発電)は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する<u>協力会社従業員</u>に対し、表117-1, 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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>4. 課長(発電)または課長(燃料技術)は、燃料取替に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する<u>協力会社従業員</u>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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>5. <u>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会社に行わせる場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表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こと、緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること(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</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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>6. <u>課長（発電）または課長（燃料技術）</u>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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。</p> <p>なお、<u>課長（発電）または課長（燃料技術）</u>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う。</p> <p>ただし、<u>課長（発電）または課長（燃料技術）</u>が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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><u>む。）。）の実施計画を定めていることを確認する。原子力人材育成センター所長は、その内容を原子炉主任技術者および所長の確認を得て、電源事業本部部長（原子力管理）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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長（原子力管理）に報告する。</u></p> <p>なお、<u>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う。</u></p> <p>ただし、<u>各課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

表 1 1 7 - 1 (保安教育実施方針 (総括表))

保安教育の内容					対象者と教育時間 ※2								
大分類	中分類 (実用炉規則第9.2条の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わる 者	運転員以外の 技術系所員	事務系所員		
入所時に実施する教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要ならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	入所時 (原子力発電所新規配属時)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)		
		設備概要 主要系統の機能	原子炉のしくみ		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	
	原子炉施設の構造、性能に関すること	原子炉容器等主要機器の構造に関すること	原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	×
		非常の場合に講ずべき処置に関すること	非常の場合に講ずべき処置の概要		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)
放射線業務 従事者教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定の遵守に関すること	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質、もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	対象者と教育時間は、表 1 1 7 - 2 参照								
		設備概要 主要系統の機能	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造に関すること										
	放射線管理に関すること	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱いの方法	管理区域への立入り および 退去の手順										
		外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法	電離放射線が生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響										
		核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	核燃料物質、もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の種類 および 性状 ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業の方法・順序										
非常の場合に講ずべき処置に関すること	異常な事態が発生した場合における応急措置の方法												
その他 反復教育	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定の遵守に関すること	保安規定 (総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告) に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	1回/10年毎以上	対象者、実施時期および教育時間については、表 1 1 7 - 3 参照								
		運転管理	臨界管理に関すること 運転上の留意事項に関すること、通則に関すること 運転上の制限に関すること 異常時の措置に関すること 原子炉物理・理論に関すること 巡視点検に関すること 定期的検査操作に関すること 異常時対応 (現場機器対応) 異常時対応 (中央制御室内対応) 異常時対応 (指揮、状況判断)										
	原子炉施設の運転に関すること	運転訓練	シミュレータ訓練 I (直員連携訓練) シミュレータ訓練 II (起動停止・異常時・警報発生時対応訓練) シミュレータ訓練 III (起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断、指揮命令訓練)										
		施設管理	施設管理計画に関すること										
		放射線管理に関すること	放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること 線量限度等、被ばく管理に関すること 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること 管理区域外への移動等、物品移動の管理に関すること 協力会社等の放射線防護に関すること										
	核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること										
		燃料管理	燃料管理における臨界管理 燃料の検査、取替、運搬 および 貯蔵に関すること										
	非常の場合に講ずべき処置に関すること	緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること (アクシデントマネジメント対応を含む)											

※1：各課長が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ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。
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※3：アクシデントマネジメント対応については、支援組織要員を対象とする。

◎：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あり）
 ○：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に濃淡あり）
 ×：教育の対象外
 ()：合計の教育時間

備 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）

・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更後

備考

表 1 1 7 - 1 (保安教育実施方針 (総括表))

保安教育の内容				対象者と教育時間 ※2								
大分類	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	小分類 (項目)	内 容	実施時期	運転員					運転員以外の 技術系所員	事務系所員	
					当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理 設備の業務に関わる者	燃料取替の業務に関わ る者			
入所時に実施する教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法	原子炉等規制法に関連する法令の概要ならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	入所時 (原子力発電所新規配属時)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	
	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能	原子炉のしくみ		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	
			原子炉容器等主要機器の構造に関すること 原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	×	
			非常の場合に講ずべき処置に関すること		◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	◎ (0.5時間以上)	
放射線業務 従事者教育 ※1	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること		法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項	管理区域内において核燃料物質 もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取扱う業務に就かせる時	対象者と教育時間は、表 1 1 7 - 2 参照							
	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造に関すること									
	放射線管理に関すること		原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱いの方法 管理区域への立入り および 退去の手順 外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 電離放射線が生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響									
	核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること		核燃料物質 および 使用済燃料 または これらによって汚染された物の種類 および 性状 ならびに運搬、貯蔵、廃棄の作業の方法・順序									
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		異常な事態が発生した場合における応急措置の方法									
その他 反復教育	関係法令 および 保安規定の遵守に関すること	原子炉施設保安規定	保安規定 (総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告) に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	1回/10年毎以上	対象者、実施時期および教育時間については、表 1 1 7 - 3 参照					○ (1.0時間以上)	○ (1.0時間以上)	
	原子炉施設の運転に関すること	運転管理	臨界管理に関すること		◎ (1.0時間以上)	×	×					
			運転上の留意事項に関すること、通則に関すること		◎ (1.0時間以上)							
			運転上の制限に関すること		◎ (1.0時間以上)							
			異常時の措置に関すること		◎ (1.0時間以上)							
			原子炉物理・理論に関すること		◎ (1.0時間以上)							
	放射線管理に関すること	放射線管理	巡視点検に関すること		◎ (1.0時間以上)							
			定期的検査操作に関すること		◎ (1.0時間以上)							
			異常時対応 (現場機器対応) ※3		◎ (1.0時間以上)							
			異常時対応 (中央制御室内対応) ※3		◎ (1.0時間以上)							
異常時対応 (指揮、状況判断) ※3			◎ (1.0時間以上)									
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	シミュレータ訓練 I (直員連携訓練)	◎ (1.0時間以上)									
		シミュレータ訓練 II (起動停止・異常時・警報発生時対応訓練)	◎ (1.0時間以上)									
		シミュレータ訓練 III (起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練)	◎ (1.0時間以上)									
非常の場合に講ずべき処置に関すること	燃料管理	施設管理計画に関すること	◎ (1.0時間以上)									
		放射線測定器の取扱い 管理区域への出入り管理等、区域管理に関すること 線量限度等、被ばく管理に関すること 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること 管理区域外への移動等 物品移動の管理に関すること 協力会社等の放射線防護に関すること	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)			
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)		
		燃料管理	燃料管理における臨界管理	対象者、実施時期および教育時間については、表 1 1 7 - 3 参照							○ (0.5時間以上)	×
			燃料の検査、取替、運搬 および 貯蔵に関すること	◎ (0.5時間以上)								
			緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	◎ (0.5時間以上)								
			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こと	◎ (0.5時間以上)								
非常の場合に講ずべき処置に関すること	燃料管理	火災発生時の措置に関すること	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)	◎ (1.0時間以上)		
		内部溢水発生時の措置に関すること	◎ (1.0時間以上)									
		火山影響等発生時の措置に関すること	◎ (1.0時間以上)									
		その他自然災害 (地震、津波、竜巻および積雪等) 発生時の措置に関すること	◎ (1.0時間以上)									
		有毒ガス発生時の措置に関すること	◎ (1.0時間以上)									

※1: 各課長が、電源事業本部長 (原子力管理) によりあらかじめ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。
 ※2: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※3: 重大事故等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ことならびに火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害 (地震、津波、竜巻および積雪等) 発生時および有毒ガス発生時の措置に関することを含み、その実施時期は、1回/年以上とする。

◎ : 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あり)
 ○ : 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に濃淡あり)
 × : 教育の対象外
 () : 合計の教育時間

・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)
 ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

備考

表 1 1 7 - 2 (保安教育実施方針(放射線業務従事者教育))

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

※1：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ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。
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更後

備考

表 1 1 7 - 2 (保安教育実施方針(放射線業務従事者教育))

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

※1：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ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。
※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

表 1 1 7 - 3 (保安教育実施方針 (運転員))

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者 ※1					実施頻度および時間
中分類	小分類(項目)	細目		運転員					
				当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理設備 の業務に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	
関係法令 および 保安規定の遵守に関する こと		原子炉施設保安規定	保安規定(総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告に関する規則の概要)に關することならびに関係法令および保安規定の遵守に關すること 保安に關する各組織 および 各職務の具体的役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎	
原子炉施設の運転に關すること	運転管理	原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に關すること	◎	◎	◎	×	×	
		運転管理Ⅰ	運転上の通則に關する概要	◎	◎	◎	◎	×	
			運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	×	
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	×	
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	×	
		巡視点検・定期的検査Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	×	
			定期試験の内容と頻度	◎	◎	◎	◎	×	
		異常時対応 (現場機器対応)	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	×	
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	×	
			警報発生時の対応操作(現場操作)	◎	◎	◎	◎	×	
		運転管理Ⅱ	異常時の対応操作(現場操作)	◎	◎	◎	◎	×	
			運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	×	×	×	
			運転上の留意事項の基準値と管理方法	◎	◎	×	×	×	
			運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置 異常時の措置を実施する際の運転操作基準	◎	◎	×	×	×	
		巡視点検・定期的検査Ⅱ	巡視点検時の確認項目の根拠	◎	◎	×	×	×	
定期試験の操作と基準値	◎		◎	×	×	×			
異常時対応 (中央制御室内対応)	原子炉の起動停止に關する操作と監視項目	◎	◎	×	×	×			
	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	×	×	×			
	警報発生時の対応操作(中央制御室) 異常時の対応操作(中央制御室)	◎	◎	×	×	×			
運転管理Ⅲ	運転上の通則、留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	×	×	×	×			
	制限 および 制限を超えた場合の措置の根拠と運用	◎	×	×	×	×			
	異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠	◎	×	×	×	×			
異常時対応 (指揮、状況判断)	異常時の対応操作(判断・指揮命令)	◎	×	×	×	×			
	警報発生時の監視項目	◎	×	×	×	×			
運転訓練	シミュレータ訓練Ⅰ	◎	◎	◎	×	×	3年間で15時間以上		
	シミュレータ訓練Ⅱ	×	◎	×	×	×	3年間で9時間以上		
	シミュレータ訓練Ⅲ	◎	×	×	×	×	3年間で9時間以上		
施設管理	施設管理計画に關することⅠ	◎	◎	◎	×	×	<当直長、当直副長、当直主任、運転士、補助運転士> 3年間で30時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)		
	施設管理計画に關することⅡ	◎	×	×	×	×	<当直長、当直副長、当直主任、運転士、補助運転士> 3年間で30時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)		
核燃料物質 および 核燃料物質により 汚染された物の取扱いに關すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に關すること	◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設備に關することのみ)	×	<放射性廃棄物処理設備の業務に關わる者> 3年間で2.4時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)	
	燃料管理	燃料の臨界管理に關すること 燃料の検査・取替・運搬 および 貯蔵に關すること	◎	◎	◎	×	◎	<燃料取替の業務に關わる者> 3年間で3時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)	

備考

- ・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)
- ・実用発電用原子炉の設置、運転等に關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關する規則等の改正に伴う変更

※1: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※2: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。
 ・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。
 (ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)
 ・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一連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。(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

◎: 全員が教育の対象者
 (關する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ×: 教育の対象外

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更後

表 1 1 7 - 3 (保安教育実施方針 (運転員))

保安教育の内容			具体的教育内容	対象者 ※1					実施頻度および時間
中分類	小分類(項目)	細目		運転員					
				当直長 当直副長	当直主任 運転士	補助運転士	放射性廃棄物処理設備 の業務に関わる者	燃料取替の業務に 関わる者	
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること		原子炉施設保安規定	保安規定(総則、品質保証、体制および評価、保安教育、記録および報告に関する規則の概要)に関することならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	
		原子炉物理・臨界管理	原子炉物理・臨界管理に関すること	◎	◎	◎	×	×	
	運転管理	運転管理Ⅰ	運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	×	
			運転上の留意事項の概要						
			運転上の制限の概要						
			異常時の措置の概要						
		巡視点検・定期的検査Ⅰ	巡視点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	×	
			定期試験の内容と頻度						
		異常時対応※4 (現場機器対応)	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	×	
			各設備の運転操作の概要(現場操作)						
			警報発生時の対応操作(現場操作)						
		運転管理Ⅱ	異常時の対応操作(現場操作)						
			運転上の通則の適用と根拠	◎	◎	×	×	×	
			運転上の留意事項の基準値と管理方法						
			運転上の制限の具体的値と制限を超えた場合の措置						
		巡視点検・定期的検査Ⅱ	異常時の措置を実施する際の運転操作基準						
	巡視点検時の確認項目の根拠		◎	◎	×	×	×		
	異常時対応※4 (中央制御室内対応)	定期試験の操作と基準値							
		原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	×	×	×		
		各設備の運転操作と監視項目							
	運転管理Ⅲ	警報発生時の対応操作(中央制御室)							
		異常時の対応操作(中央制御室)							
		運転上の通則、留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	×	×	×	×		
	異常時対応※4 (指揮、状況判断)	制限 および 制限を超えた場合の措置の根拠と運用							
		異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠	◎	×	×	×	×		
	運転訓練	異常時の対応操作(判断・指揮命令)	◎	×	×	×	×		
		警報発生時の監視項目							
		シミュレータ訓練Ⅰ	運転操作の際の連携訓練	◎	◎	◎	×	×	3年間で15時間以上
	施設管理	シミュレータ訓練Ⅱ	起動停止・異常時・警報発生時対応訓練	×	◎	×	×	×	3年間で9時間以上
		シミュレータ訓練Ⅲ	起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	×	×	×	×	3年間で9時間以上
	施設管理	施設管理計画に関することⅠ	定期事業者検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	×	×	<当直長、当直副長、当直主任、運転士、補助運転士> 3年間で30時間以上※2
		施設管理計画に関することⅡ	定期事業者検査時の検査項目の根拠	◎	×	×	×	×	※3(上記※3と同枠内)
核燃料物質 および 核燃料物質により汚染された物の取扱いに関すること	放射性廃棄物管理	放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること		◎	◎	◎	◎ (放射性廃棄物処理設備に関することのみ)	×	<放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者> 3年間で2.4時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)
	燃料管理	燃料の臨界管理に関すること		◎	◎	◎	×	◎	<燃料取替の業務に関わる者> 3年間で3時間以上※2 ※3(上記※3と同枠内)
		燃料の検査・取替・運搬 および 貯蔵に関すること		◎	◎	◎	×	◎	

※1: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※2: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。

・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある。

(ある教育で、複数の細目をカバーする場合もある)

・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一連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。(上述の表の細目の時間を累積した時間ではない)

※4: 重大事故等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ことならびに火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害(地震、津波、竜巻および積雪等)発生時および有毒ガス発生時の措置に関することを含む。

◎: 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あり)

×: 教育の対象外

備考

・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)

・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

備考

表 1 1 8 (保安教育実施方針(協力会社))

(1)発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	保安教育の内容			対象者 ※2	
		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	原子炉施設の構造、性能に関する こと	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関する こと		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令および保安規定の遵 守に関すること	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定	関係法令および保安規定の遵守に関する こと		◎	○

(2)放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線傷害防止規則の分類
	内 容			放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状		管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※3	①管理区域に関すること			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法 および 順序					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響			◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体に与える影響
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項			◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順			◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：総務課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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。
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部部長（原子力管理）よりあらかじめ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。

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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更後

備考

表 1 1 8 (保安教育実施方針 (協力会社))

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	保安教育の内容			対象者 ※2	
		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	原子炉施設の構造、性能に関する こと	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
		非常の場合に講ずべき処置に関する こと			◎	◎
		関係法令および保安規定の遵 守に関すること	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定		関係法令および保安規定の遵守に関する こと	◎

(2) 放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線傷害防止規則の分類
	内 容			放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状		管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識
放射線管理に関すること ※3	①管理区域に関すること			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法 および 順序					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識
放射線管理に関すること ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響			◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体に与える影響
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項			◎ (1.0時間以上)	×	関係法令
放射線管理に関すること ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順			◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：総務課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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。
 ※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部部長（原子力管理）よりあらかじめ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
 ○：業務に関連する者が教育の対象
 ×：教育の対象外
 ()：合計の教育時間

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(報告)</p> <p>第120条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、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72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87条, 第88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100条の2)</p> <p>(4) 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>(5) 第75条(異常発生時の基本的な対応)第1項または第2項に定める異常が発生した場合。</p> <p>2 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3 第1項(1)に該当する場合、その旨を直ちに原子力規制委員会に報告する。</p> <p>4 本条に規定される報告については、「<u>異常事象発生時の対応要領</u>」に基づき実施する。</p>	<p>(報告)</p> <p>第120条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、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72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87条, 第88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100条の2)</p> <p>(4) 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>(5) 第75条(異常発生時の基本的な対応)第1項または第2項に定める異常が発生した場合。</p> <p>2 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3 第1項(1)に該当する場合、その旨を直ちに原子力規制委員会に報告する。</p> <p>4 本条に規定される報告については、「<u>緊急時の措置要領</u>」に基づき実施する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第123条 第122条(基本方針)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を確実にを行うため、以下の活動を実施する。</p> <p>(1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、「<u>原子力安全文化醸成基本要領</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(4) 第126条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全文化醸成基本要領</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(5) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>(関係法令および保安規定の遵守)</p> <p>第123条 第122条(基本方針)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を確実にを行うため、以下の活動を実施する。</p> <p>(1) 社長は、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うことをコミットメントするとともに関係法令および保安規定の遵守が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容について変更する。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、「<u>原子力安全文化育成・維持基本要領</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」を定め、関係法令および保安規定の遵守を確実にを行うための活動を統括する。</p> <p>(4) 第126条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全文化育成・維持基本要領</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(5) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「<u>原子力安全管理監査細則</u>」に基づき、関係法令および保安規定を遵守する意識を定着させる活動の計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(安全文化の育成および維持)</p> <p>第124条 第122条(基本方針)に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の健全な安全文化を育成し、および維持する活動を行う。</p> <p>(1) 社長は、健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに健全な安全文化を育成し、および維持する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。</p> <p>(2) 社長は、第三者の視点から健全な安全文化の育成および維持活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」(以下「有識者会議」という。)を設置する。また、健全な安全文化の育成および維持等に関する課題への対応業務を分掌する「原子力強化プロジェクト」を設置する。「原子力強化プロジェクト」の業務分掌、職位および職務権限を「組織規程」に定める。</p> <p>(3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化醸成基本要領」を定め、健全な安全文化の育成および維持を推進するための活動を統括する。</p> <p>(4) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応業務を統括する。また、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から健全な安全文化の育成および維持活動に対する提言を受ける。</p> <p>(5) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応状況を適宜有識者会議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長(第127条(保安に関する職務)第3項から第11項に定める職位)へ健全な安全文化の育成および維持活動に反映することを指示するとともに電源事業本部長へ指示の内容を通知する。</p> <p>(6) 原子力強化プロジェクト長は、健全な安全文化の育成および維持に関する課題への対応の有効性評価を行い、評価結果を踏まえた次年度の活動計画について有識者会議へ報告して提言を受け、有識者会議からの提言を踏まえ社長へ報告する。社長の意見を踏まえた次年度の活動計画について電源事業本部長へ指示する。</p> <p>(7) 第126条(保安に関する組織)に定める組織は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化醸成基本要領」に基づき健全な安全文化の育成および維持のための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(8) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、(6)の原子力強化プロジェクト長からの指示を含め活動計画へ反映する。</p>	<p>(安全文化の育成および維持)</p> <p>第124条 第122条(基本方針)に係る保安活動を実施するにあたり、原子力安全を最優先に位置付けた保安活動とするために以下の健全な安全文化を育成し、および維持する活動を行う。</p> <p>(1) 社長は、健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに健全な安全文化を育成し、および維持する活動が行われる体制を確実にする。また、必要な場合は、コミットメントの内容を見直す。</p> <p>(2) 社長は、第三者の視点から健全な安全文化を育成し、および維持する活動に対する提言を受けるため、社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」(以下「有識者会議」という。)を設置する。</p> <p>(3) 電源事業本部長は、「原子力安全文化育成・維持基本要領」を定め、健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)を統括する。また、「原子力安全文化有識者会議運営要領」を定め、有識者会議から健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)に対する提言を受ける。</p> <p>(4) 電源事業本部長は、健全な安全文化を育成し、および維持する活動(内部監査部門の活動を除く。)の実施状況を適宜有識者会議に報告し、提言を受ける。有識者会議からの提言を社長へ報告し、社長の意見を踏まえて部所長(第127条(保安に関する職務)第1項(4)から(10)および第2項(1)に定める職位)へ健全な安全文化を育成し、および維持する活動に反映することを指示する。</p> <p>(5) 第126条(保安に関する組織)に定める組織(内部監査部門を除く。)は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全文化育成・維持基本要領」に基づき健全な安全文化を育成し、および維持するための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(6) 電源事業本部長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p> <p>(7) 内部監査部門長は、「原子力安全管理監査細則」を定め、内部監査部門における健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(8) 内部監査部門は、社長のコミットメントを受け、「原子力安全管理監査細則」に基づき健全な安全文化を育成し、および維持するための活動計画を年度毎に策定し、活動計画に基づき活動を実施し、評価を行う。</p> <p>(9) 内部監査部門長は、活動の実施状況およびその評価結果をまとめ、社長へ報告し、指示を受け、活動計画へ反映する。</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>


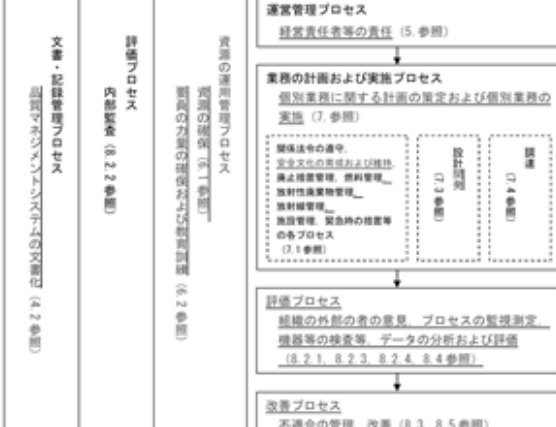
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(品質マネジメントシステム計画)</p> <p>第125条 第122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、以下の品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【品質マネジメントシステム計画】</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 原子力施設の事故もしくは故障等の情報または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173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) 組織(第126条(保安に関する組織)に示す部門(第126条に規定する組織の最小単位をいう。以下、本編において同じ。)すべてをいう。以下、本編において同じ。)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</p>	<p>(品質マネジメントシステム計画)</p> <p>第125条 第122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、以下の品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;">【品質マネジメントシステム計画】</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 原子力施設の事故もしくは故障等の情報または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173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) 組織(第126条(保安に関する組織)に示す部門(第126条に規定する組織の最小単位をいう。以下、本編において同じ。)すべてをいう。以下、本編において同じ。)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</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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行う。)</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. から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。）を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、「原子力品質保証細則」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>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質管理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4. 2. 1 (2), (3) および(4) の表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1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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「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。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「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>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行う。)</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. から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。）を参考として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度について、「原子力品質保証細則」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>(3) 組織は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質管理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4. 2. 1 (2), (3) および(4) の表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1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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「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。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「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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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「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>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「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>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>
 <p>図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>The diagram shows a flow from 'Operational Management Process (5. Reference)' to 'Business Planning and Implementation Process (7. Reference)'. The latter includes sub-processes like 'Compliance with laws and regulations', 'Safety culture activities', 'Incident management', 'Material management', 'Radioactive waste management', 'Facility management', and 'Emergency response'. It also includes 'Design Review' (7.4 Reference) and 'Design Change' (7.5 Reference). Below this is 'Evaluation and Improvement Process (8. Reference (8.2.2 excluded))'. On the left, vertical boxes represent 'Resource Allocation Process (6.2 Reference)', 'Internal Audit Process (8.2.2 Reference)', 'Evaluation Process', and 'Documentation and Record Management Process (4.4 Reference)'.</p>	 <p>図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>The diagram is similar to the previous one but with more detailed sub-processes. 'Operational Management Process (5. Reference)' leads to 'Business Planning and Implementation Process (7. Reference)', which includes 'Business planning and implementation for individual business requirements' (7. Reference), 'Compliance with laws and regulations', 'Safety culture activities', 'Incident management', 'Material management', 'Radioactive waste management', 'Facility management', and 'Emergency response'. It also includes 'Design Review' (7.4 Reference) and 'Design Change' (7.5 Reference). Below this is 'Evaluation Process' (8. Reference) which includes 'Involvement of external parties in process management, equipment inspection, data analysis and evaluation' (8.2.1, 8.2.3, 8.2.4, 8.4 Reference). At the bottom is 'Improvement Process' (8.3, 8.5 Reference) for 'Management of non-conformities and improvement'. On the left, vertical boxes represent 'Resource Allocation Process (6.2 Reference)', 'Internal Audit Process (8.2.2 Reference)', 'Evaluation Process', and 'Documentation and Record Management Process (4.4 Reference)'.</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前				変更後				備考																																																																										
<p>4. 2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>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。</p> <p>品質マネジメントシステム文書体系を「図2 品質マネジメントシステム文書体系図」に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>一次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>本品質マネジメントシステム計画</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証規程 (第125条)</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証細則 (第125条)</td> <td>電源事業本部長</td> </tr> <tr> <td>原子力安全管理監査細則 (第125条)</td> <td>内部監査部門長</td> </tr> </tbody> </table> <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>このうち、二次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">関連条項・項目</th> <th colspan="3">実施部門</th> <th colspan="3">監査部門</th> </tr> <tr> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5.4.1 品質目標</td> <td>原子力品質保証規程</td> <td>原子力品質保証細則</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5.5.1 責任および権限</td> <td></td> <td></td> <td>主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				一次文書名 (関連条文)	制定者	本品質マネジメントシステム計画	社長	原子力品質保証規程 (第125条)	社長	原子力品質保証細則 (第125条)	電源事業本部長	原子力安全管理監査細則 (第125条)	内部監査部門長	関連条項・項目	実施部門			監査部門			一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	電源事業本部長				5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)				<p>4. 2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>4. 2. 1 一般</p> <p>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。</p> <p>品質マネジメントシステム文書体系を「図2 品質マネジメントシステム文書体系図」に示す。</p> <p>(1) 品質方針および品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>品質マニュアルである一次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>一次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>本品質マネジメントシステム計画</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証規程 (第125条)</td> <td>社長</td> </tr> <tr> <td>原子力品質保証細則 (第125条)</td> <td>電源事業本部長</td> </tr> <tr> <td>原子力安全管理監査細則 (第125条)</td> <td>内部監査部門長</td> </tr> </tbody> </table> <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>このうち、二次文書を以下の表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">関連条項・項目</th> <th colspan="3">実施部門</th> <th colspan="3">監査部門</th> </tr> <tr> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> <th>一次文書名</th> <th>二次文書名 (関連条文)</th> <th>制定者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5.4.1 品質目標</td> <td>原子力品質保証規程</td> <td>原子力品質保証細則</td> <td>電源事業本部長</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5.5.1 責任および権限</td> <td></td> <td></td> <td>主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				一次文書名 (関連条文)	制定者	本品質マネジメントシステム計画	社長	原子力品質保証規程 (第125条)	社長	原子力品質保証細則 (第125条)	電源事業本部長	原子力安全管理監査細則 (第125条)	内部監査部門長	関連条項・項目	実施部門			監査部門			一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	電源事業本部長				5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)				・記載の適正化
一次文書名 (関連条文)	制定者																																																																																	
本品質マネジメントシステム計画	社長																																																																																	
原子力品質保証規程 (第125条)	社長																																																																																	
原子力品質保証細則 (第125条)	電源事業本部長																																																																																	
原子力安全管理監査細則 (第125条)	内部監査部門長																																																																																	
関連条項・項目	実施部門			監査部門																																																																														
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者																																																																												
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	電源事業本部長																																																																															
5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)																																																																															
一次文書名 (関連条文)	制定者																																																																																	
本品質マネジメントシステム計画	社長																																																																																	
原子力品質保証規程 (第125条)	社長																																																																																	
原子力品質保証細則 (第125条)	電源事業本部長																																																																																	
原子力安全管理監査細則 (第125条)	内部監査部門長																																																																																	
関連条項・項目	実施部門			監査部門																																																																														
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者																																																																												
5.4.1 品質目標	原子力品質保証規程	原子力品質保証細則	電源事業本部長																																																																															
5.5.1 責任および権限			主任技術者の選任・解任および職務等に関する基本要領 (第130条 第131条)																																																																															

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考			
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門						
	一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名			二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制定者				
7.1 個別業務に必要な プロセスの計画 (つづき)	原子力品質 保証規程	原子力品質 保証細則	原子力安全文 化醸成基本要 領(第123条)	電源事業本 部長	原子力品質 保証規程	原子力安全管 理監査細則	原子力安全 管理監査要 領(第123 条)	原子力 品質保 証規程	原子力 品質保 証細則	原子力安全文化育 成・維持基本要領(第 123条_第124条)	電源事業本 部長	原子力 品質保 証規程	原子力安全管 理監査細則	原子力安全管理 監査要領(第123 条_第124条)	内部監査部 門部長(原 子力監査)		
			原子力安全文 化醸成基本要 領(第124条)	電源事業本 部長													
7.2.3 組織の外部の者 との情報の伝達 等	原子力品質保証 規程	原子力品質保証 細則	外部コミュニケーショ ン基本要領(第125条)	電源事業本 部長				原子力品質保証 規程	原子力品質保証 細則	外部コミュニケーショ ン基本要領(第125条)	電源事業本 部長						
7.3 設計開発			設計・開発管理基本要 領(第125条)	電源事業本 部長						設計・開発管理基本要領 文書・記録管理基本要領 (第125条)	電源事業本 部長						
7.4 調達 7.5.5 調達物品の管理			調達管理基本要領(第 125条)	電源事業本 部長						調達管理基本要領(第 125条)	電源事業本 部長						

・原子力安全文
化の育成お
よび維持活
動体制の見
直し
・記載の適正化

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前							変更後							備考		
関連条項・項目	実施部門			監査部門			関連条項・項目	実施部門			監査部門			備考		
	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者		一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者	一次文書名	二次文書名 (関連条文)	制定者			
8.2.1 組織の外部の者の意見	原子力品質 保証規程	原子力品質 保証細則	外部コミュニケーション基本要領 (第125条)	/	/	/	8.2.1 組織の外部の者の意見	原子力品質 保証規程	原子力品質 保証細則	外部コミュニケーション基本要領 (第125条)	/	/	/	・記載の適正化		
8.2.3 プロセスの監視測定			監視測定および分析基本要領 (第125条) 不適合等管理基本要領 (第125条)				電源事業本部長			8.2.3 プロセスの監視測定					監視測定および分析基本要領 (第125条) 不適合等管理基本要領 (第125条)	電源事業本部長
8.2.4 機器等の検査等			検査管理要領 (第125条)				島根原子力発電所長			8.2.4 機器等の検査等					検査管理要領 (第125条、 <u>第173条の4</u> 、 <u>第173条の5</u>)	島根原子力発電所長
8.4 データの分析および評価			監視測定および分析基本要領 (第125条)				電源事業本部長			原子力品質保証規程					原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領 (第125条)

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前								変更後								備考		
(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順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「手順書等」という。） このうち、二次文書を以下の表に示す。									(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順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「手順書等」という。） このうち、二次文書を以下の表に示す。									
関連条項・項目	実施部門				監査部門				関連条項・項目	実施部門				監査部門				
	一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制作者	一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制作者		一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制作者	一次文書名		二次文書名 (関連条文)	制作者	
4.2.3 文書の管理			文書・記録管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長				4.2.3 文書の管理			文書・記録管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長						
4.2.4 記録の管理								4.2.4 記録の管理										
8.2.2 内部監査	原子力品質	原子力品質			原子力品質	原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領 (第 125 条)	8.2.2 内部監査	原子力品質	原子力品質			原子力品質	原子力安全管理監査細則	原子力安全管理監査要領 (第 125 条)	内部監査部門部長 (原子力監査)		
8.3 不適合の管理	保証規程	保証細則			保証規程			8.3 不適合の管理	保証規程	保証細則			保証規程					
8.5.2 是正処置等			不適合等管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長				8.5.2 是正処置等			不適合等管理基本要領 (第 125 条)	電源事業本部長						
8.5.3 未然防止処置								8.5.3 未然防止処置										
<p>図 2 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>この図は品質マネジメントシステム文書体系を示しています。ピラミッドの頂上は「方針 および目標 (一次文書)」で、4.2.1(1)、(2)の文書に該当します。中間層は「管理 (二次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書に該当します。底層は「業務実施 (三次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の文書（ただし、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書を除く）に該当します。最下層は「記録」で、4.2.1(3)、(4)の文書に基づき作成する記録に該当します。</p>								<p>図 2 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>この図は品質マネジメントシステム文書体系を示しています。ピラミッドの頂上は「方針 および目標 (一次文書)」で、4.2.1(1)、(2)の文書に該当します。中間層は「管理 (二次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書に該当します。底層は「業務実施 (三次文書)」で、4.2.1(3)、(4)の文書（ただし、4.2.1(3)、(4)の表に記載の文書を除く）に該当します。最下層は「記録」で、4.2.1(3)、(4)の文書に基づき作成する記録に該当します。</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、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」および「原子力安全管理監査細則」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>4.2.2 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、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」および「原子力安全管理監査細則」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>										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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 (5) プロセスの相互の関係 (「図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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 b. 文書の組織外への流出等の防止 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当たり、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4. 2. 1（4）の表の4. 2. 3項に係る文書を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。 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、改訂に当たり、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。 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の要員を参画させること。 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。 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。 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。 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。 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定めた4. 2. 1（4）の表の4. 2. 4項に係る文書を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</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 (5) プロセスの相互の関係 (「図1 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」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 b. 文書の組織外への流出等の防止 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当たり、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4. 2. 1（4）の表の4. 2. 3項に係る文書を作成する。</p> <p>a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。 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、改訂に当たり、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。 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の要員を参画させること。 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。 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。 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。 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。 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定めた4. 2. 1（4）の表の4. 2. 4項に係る文書を作成する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p> <p>社長は、組織の意思決定に当たり、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</p> <p>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（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。）を含む。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>(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</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(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>	<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とによって実証する。</p> <p>(1) 品質方針を定めること。</p> <p>(2) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p> <p>社長は、組織の意思決定に当たり、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</p> <p>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（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。）を含む。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>(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。）。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>(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</p> <p>5. 4. 1 品質目標</p> <p>(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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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</p> <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。）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>(3) 組織は、品質目標に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1 項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(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127条（保安に関する職務）および第131条（廃止措置主任者の職務等）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、電源事業本部長を組織（内部監査部門を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査部門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>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</p> <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。）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>(3) 組織は、品質目標に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1 項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 4. 2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(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127条（保安に関する職務）および第131条（廃止措置主任者の職務等）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、電源事業本部長を組織（内部監査部門を除く。）の品質マネジメントシステム管理責任者として、内部監査部門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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 d. 関係法令を遵守すること。 <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（第126条（保安に関する組織）に定める組織を構成する個々の部門の長をいう。以下「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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。 d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。 e. 関係法令を遵守すること。 <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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 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>(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>(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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 d. 関係法令を遵守すること。 <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（第126条（保安に関する組織）に定める組織を構成する個々の部門の長をいう。以下「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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。 d. 健全な安全文化を育成し、および維持すること。 e. 関係法令を遵守すること。 <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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 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>(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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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となる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、4. 2. 1 (3)の表の5. 5. 4項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>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</p> <p>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。（以下、本編において同じ。）</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>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となる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、4. 2. 1 (3)の表の5. 5. 4項に係る文書を確立する。</p> <p>5. 6 マネジメントレビュー</p> <p>5. 6. 1 一般</p> <p>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</p> <p>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。（以下、本編において同じ。）</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(11) 部門または要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (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 (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。 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。） 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 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 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。） e. 関係法令の遵守に関する改善 (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。 (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 6. 1 資源の確保 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4. 2. 1(3)の表の6. 1項、6. 2項および7. 1項に係る文書において明確に定め（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。 (1) 要員 (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。） (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。） (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 (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>(11) 部門または要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (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 (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。 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。） 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 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 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。） e. 関係法令の遵守に関する改善 (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。 (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 6. 1 資源の確保 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4. 2. 1(3)の表の6. 1項、6. 2項および7. 1項に係る文書において明確に定め（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。 (1) 要員 (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。） (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。） (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 (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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項および6. 2項に係る文書を確立し、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、4. 2. 1 (4) の表の4. 2. 3項および4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書に基づき、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。）を行うに当たり、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「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>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>(1) 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>a. 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) 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、4. 2. 1 (3) の表の5. 4. 1項および6. 2項に係る文書を確立し、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、4. 2. 1 (4) の表の4. 2. 3項および4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書に基づき、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。）を行うに当たり、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「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>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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>b. 関係法令 c. a., b. に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</p> <p>(2) 組織は、個別業務等要求事項を確実に業務の計画に反映させるため、電源事業本部部長（原子力管理）を主査とする「原子力部門戦略会議」において原子力の重要課題を統括し、業務運営の改善を図る計画を検討する。計画の策定にあたっては、規制動向および現状の保安活動における課題・問題点を把握し、その適切な処置について検討を行う。また、「原子力部門戦略会議」の運営方法を「原子力部門戦略会議運営手順書」に定める。</p> <p>なお、電源事業本部部長（原子力管理）は、「原子力部門戦略会議」の活動状況を電源事業本部部長に報告する。電源事業本部部長は、課題の重要性に応じ、社長へ報告し、社長からの指示を計画の検討に反映させるよう電源事業本部部長（原子力管理）へ指示する。</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当たり、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当たり、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>(1) 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4. 2. 1 (3)の表の7. 2. 3項に係る文書で明確に定め、これを実施する。</p> <p>a. 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>b. 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>c. 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>d. 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>(2) 組織は、保安活動に関する制度変更に対し、「原子力安全情報検討会」において、発電所を含めた組織としての適切な全体計画を作成するとともに、発電所が十分に実行可能で合理的な手順を確立する。また、「原子力安全情報検討会」の活動状況は、定期的に「原子力部門戦略</p>	<p>(2) 関係法令 (3) (1), (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当たり、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当たり、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4. 2. 1 (3)の表の7. 2. 3項に係る文書で明確に定め、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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>会議」に報告する。なお、「原子力安全情報検討会」の運営方法を「原子力安全情報処理手順書」に定める。</p> <p>7. 3 設計開発 組織は、4. 2. 1 (3) の表の7. 3項に係る文書を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計開発計画 (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「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。 (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。 a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度 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 c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限 d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源 (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。 (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 (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。 a. 機能および性能に係る要求事項 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 c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項 (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 (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。 (2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果</p>	<p>7. 3 設計開発 組織は、4. 2. 1 (3) の表の7. 3項に係る文書を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>7. 3. 1 設計開発計画 (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「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。 (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。 a. 設計開発の性質、期間および複雑さの程度 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 c. 設計開発に係る部門および要員の責任および権限 d. 設計開発に必要な組織の内部および外部の資源 (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。 (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 (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。 a. 機能および性能に係る要求事項 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 c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項 (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 (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。 (2) 組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 合否判定基準を含むものであること。 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>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「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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>(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「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当たり、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>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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 合否判定基準を含むものであること。 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>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「設計開発レビュー」という。）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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>(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「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当たり、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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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当たり、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、4. 2. 1 (3)の表の7. 4項に係る文書を確認し、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>(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当たり、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、4. 2. 1 (3)の表の7. 4項に係る文書を確認し、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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 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 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 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 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 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当たり、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>7. 5 個別業務の管理</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>b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 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 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 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 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 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当たり、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>7. 5 個別業務の管理</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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>(1) 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>(2) 組織は、調達物品の管理に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の7. 5. 5項に係る文書を確立する。</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4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において明確に定める。</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を、4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において確立し、実施する。</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>(1) 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>(2) 組織は、調達物品の管理に係る事項について、4. 2. 1 (3) の表の7. 5. 5項に係る文書を確立する。</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4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において明確に定める。</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を、4. 2. 1 (3) の表の7. 1項に係る文書において確立し、実施する。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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（7. 1（1）に基づき定めた計画に基づく間隔をいう。）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、その初回の使用に当たり、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4. 2. 1（3）の表の8. 2. 1項に係る文書に定める。</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により内</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（7. 1（1）に基づき定めた計画に基づく間隔をいう。）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、その初回の使用に当たり、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4. 2. 1（3）の表の8. 2. 1項に係る文書に定める。</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により内</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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「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、4. 2. 1 (4) の表の8. 2. 2項に係る文書に定める。</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。</p> <p>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当たり、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</p>	<p>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「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、4. 2. 1 (4) の表の8. 2. 2項に係る文書に定める。</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。</p> <p>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当たり、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</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>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。</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127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当たり、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127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当たり、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。）ならびにそれに関連する責任および権限を、4. 2. 1 (4) の表の8. 3項に係る文書に定める。</p> <p>(3) 発電所長は、不適合管理を適切に実施するため、不適合と思われる情報の収集および不適合</p>	<p>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。</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127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当たり、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127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当たり、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。）ならびにそれに関連する責任および権限を、4. 2. 1 (4) の表の8. 3項に係る文書に定める。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p><u>管理グレードの決定等を次のとおり実施させる。</u></p> <p>a. <u>発電所の要員は、不適合と思われる事象が発生した場合、その情報を課長（品質保証）に提出する。</u></p> <p>b. <u>課長（品質保証）は、不適合と思われる情報を収集・整理し、「不適合判定検討会」へインプットする。</u></p> <p>c. <u>品質保証部長は、「不適合判定検討会」の主査として、不適合と思われる情報について、不適合管理グレードの決定および処置方法の検討を実施する。</u></p> <p>(4) 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「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>(5) 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>(6) 組織は、(4) 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>(7) 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、4. 2. 1 (3) の表の8. 4項に係る文書において、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>(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「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、4. 2. 1 (3) の表の8. 4項に係る文書において、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>・記載の適正化</p>

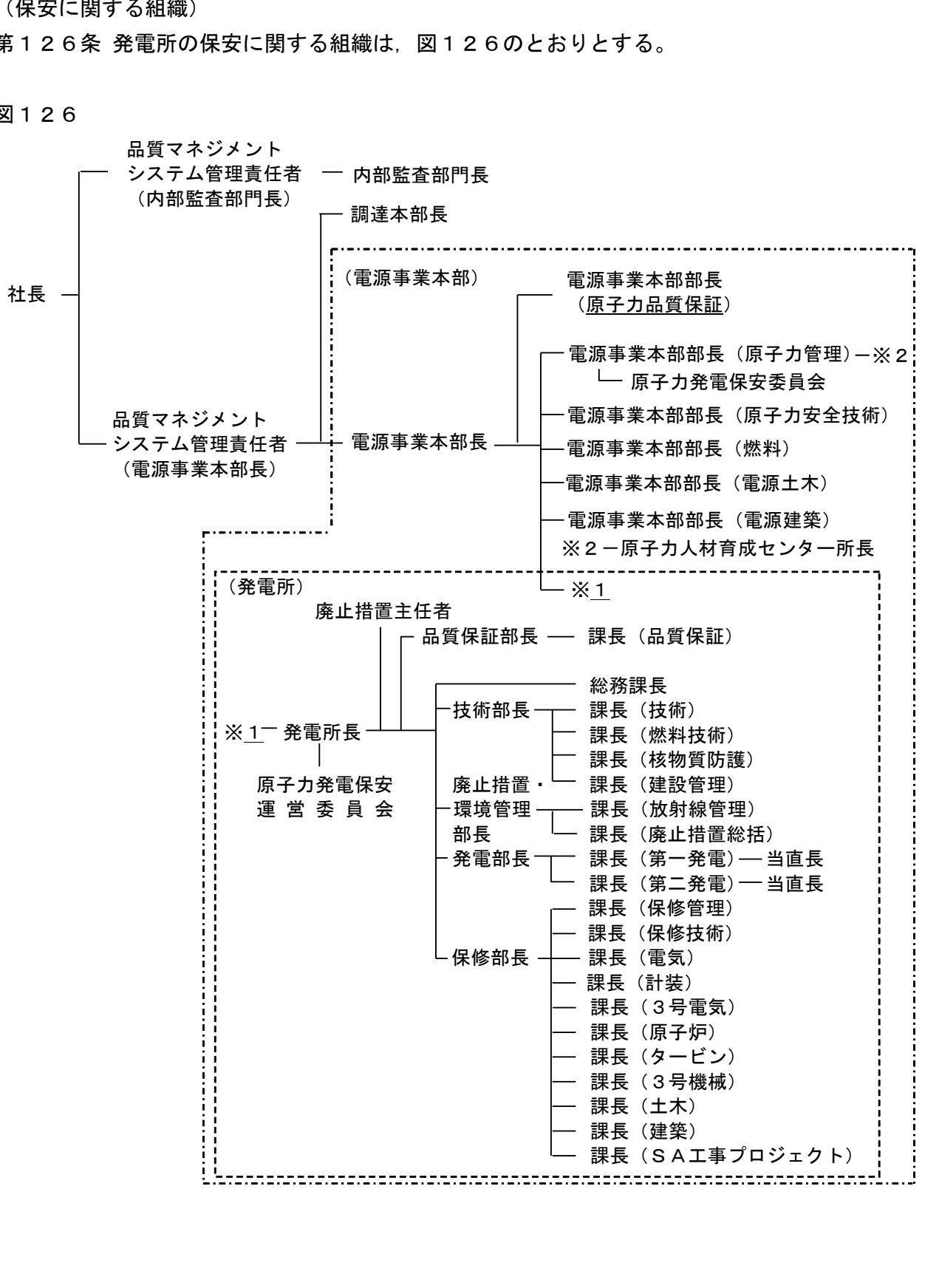
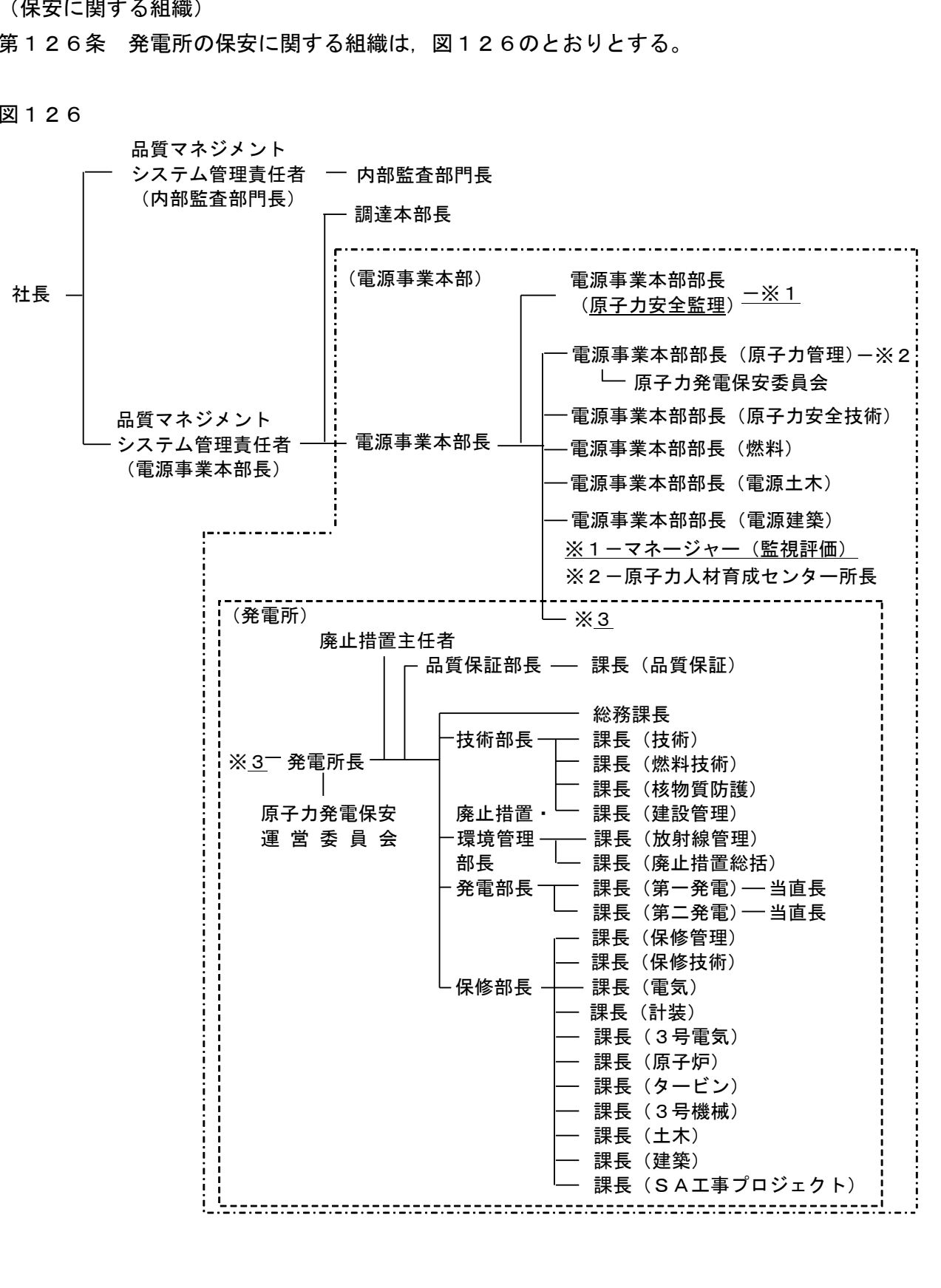
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<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>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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に確立し、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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に定める。</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>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>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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に確立し、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、4. 2. 1（4）の表の8. 5. 2項および8. 5. 3項に係る文書に定める。</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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、4. 2. 1 (4)の表の8. 5. 3項に係る文書に定める。</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> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合およびその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 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>(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、4. 2. 1 (4)の表の8. 5. 3項に係る文書に定める。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(保安に関する組織) 第126条 発電所の保安に関する組織は、図126のとおりとする。</p> <p>図126</p> 	<p>(保安に関する組織) 第126条 発電所の保安に関する組織は、図126のとおりとする。</p> <p>図126</p> 	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(保安に関する職務)</p> <p>第127条 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、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（廃止措置主任者を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の育成および維持）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実にすることならびに健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。</p> <p>2. 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）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、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の育成および維持）に関する活動として、保安に関する組織における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>3. 内部監査部門長は、独立監査業務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における監査業務を統括する。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）に関する活動として、内部監査部門における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動を統括する。</p> <p>4. 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。</p> <p>5. 電源事業本部長（原子力品質保証）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。</p> <p>6. 電源事業本部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括に関する業務を含む。）を統括する。</p> <p>7. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務および輸入廃棄物の管理に関する業務を統括する。</p> <p>8. 電源事業本部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。</p> <p>9. 電源事業本部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。</p> <p>10. 電源事業本部長（電源建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。</p> <p>12. 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）に関する業務を行う。</p>	<p>(保安に関する職務)</p> <p>第127条 <u>保安に関する職務のうち、本社組織の職務は次のとおり。</u></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、実施、維持および改善を統括する。保安に関する組織（廃止措置主任者を含む。）から報告を受けた場合、「トラブル等の報告に関する社長対応指針」に基づき原子力安全を最優先し必要な指示を行う。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の育成および維持）に関する活動として、関係法令および保安規定の遵守を確実にすることならびに健全な安全文化を育成し、および維持することをコミットメントするとともに、これらの活動が行われる体制を確実にする。</p> <p>(2) 電源事業本部長は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）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、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の育成および維持）に関する活動として、保安に関する組織（<u>内部監査部門を除く。</u>）における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(3) 内部監査部門長は、独立監査業務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における監査業務を統括する。また、第123条（関係法令および保安規定の遵守）および第124条（安全文化の育成および維持）に関する活動として、内部監査部門における関係法令および保安規定の遵守を確実に行うための活動ならびに健全な安全文化を育成し、および維持する活動を統括する。</p> <p>(4) 調達本部長は、調達に関する業務を統括する。</p> <p>(5) 電源事業本部長（<u>原子力安全監理</u>）は、品質保証活動（独立監査業務を除く。）の総括に関する業務を行う。<u>また、健全な安全文化を育成し、および維持する活動（内部監査部門の活動を除く。）の総括に関する業務を行う。</u></p> <p>(6) 電源事業本部長（原子力管理）は、電源事業本部（原子力管理）が実施する発電所の保安に関する業務（発電所における保安に関する業務のうち保安教育の総括に関する業務を含む。）を統括する。</p> <p>(7) 電源事業本部長（原子力安全技術）は、電源事業本部（原子力安全技術）が実施する発電所の保安に関する業務および輸入廃棄物の管理に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 電源事業本部長（燃料）は、電源事業本部（燃料）が実施する原子燃料の調達に関する業務を統括する。</p> <p>(9) 電源事業本部長（電源土木）は、原子力発電設備に関する土木業務を統括する。</p> <p>(10) 電源事業本部長（電源建築）は、原子力発電設備に関する建築業務を統括する。</p> <p>(11) 原子力人材育成センター所長は、教育訓練の総括（保安教育の総括に関する業務を含む。）に関する業務を行う。</p> <p>(12) マネージャー（<u>監視評価</u>）は、健全な安全文化を育成し、および維持する活動に係る<u>取り組み状況（内部監査部門の活動を除く。）の監視評価に関する業務を行う。</u></p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>11. 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。</p> <p>13. 品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。</p> <p>14. 技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。</p> <p>15. 廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。</p> <p>16. 発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。</p> <p>17. 保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。</p> <p>18. 課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括および使用前事業者検査等の総括に関する業務を行う。</p> <p>19. 総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。</p> <p>20. 課長（技術）は、異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。</p> <p>21. 課長（燃料技術）は、燃料の管理および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>22. 課長（核物質防護）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>23. 課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理および環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>24. 課長（廃止措置総括）は、廃止措置管理に関する業務を行う。</p> <p>25. 課長（第一発電）は、原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取扱いに関する業務を行う。</p> <p>26. 当直長は、業務を所管している課長（第一発電）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。</p> <p>27. 課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>28. 課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち保全計画に関する業務を行う。</p> <p>29. 課長（電気）は、原子炉施設のうち電気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>30. 課長（計装）は、原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>31. 課長（原子炉）は、原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>32. 課長（タービン）は、原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事、保修および</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) 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務（保安教育の総括に関する業務を除く。）を統括する。</p> <p>(2) 品質保証部長は、課長（品質保証）の所管する業務を統括する。</p> <p>(3) 技術部長は、課長（技術）、課長（燃料技術）、課長（核物質防護）および課長（建設管理）の所管する業務を統括する。</p> <p>(4) 廃止措置・環境管理部長は、課長（放射線管理）および課長（廃止措置総括）の所管する業務を統括する。</p> <p>(5) 発電部長は、課長（第一発電）および課長（第二発電）の所管する業務を統括する。</p> <p>(6) 保修部長は、課長（保修管理）、課長（保修技術）、課長（電気）、課長（計装）、課長（3号電気）、課長（原子炉）、課長（タービン）、課長（3号機械）、課長（土木）、課長（建築）および課長（SA工事プロジェクト）の所管する業務を統括する。</p> <p>(7) 課長（品質保証）は、発電所における品質保証活動の総括および使用前事業者検査等の総括に関する業務を行う。</p> <p>(8) 総務課長は、調達に関する業務、文書管理に関する業務を行う。</p> <p>(9) 課長（技術）は、異常時・緊急時の措置のための体制整備に関する業務を行う。</p> <p>(10) 課長（燃料技術）は、燃料の管理および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(11) 課長（核物質防護）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>(12) 課長（放射線管理）は、放射線管理、化学管理、放射性廃棄物管理、管理区域の出入管理および環境放射能測定に関する業務を行う。</p> <p>(13) 課長（廃止措置総括）は、廃止措置管理に関する業務を行う。</p> <p>(14) 課長（第一発電）は、原子炉施設の運転管理に関する業務および燃料の取扱いに関する業務を行う。</p> <p>(15) 当直長は、業務を所管している課長（第一発電）のもとで原子炉施設の運転操作等に関する当直業務を行う。</p> <p>(16) 課長（保修管理）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち計画・管理に係る業務ならびに初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(17) 課長（保修技術）は、原子炉施設の改造工事および保修に関する業務のうち保全計画に関する業務を行う。</p> <p>(18) 課長（電気）は、原子炉施設のうち電気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(19) 課長（計装）は、原子炉施設のうち計測制御設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(20) 課長（原子炉）は、原子炉施設のうち原子炉、放射性廃棄物処理設備および空調換気設備の改造工事、保修および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(21) 課長（タービン）は、原子炉施設のうちタービンおよび弁・配管設備の改造工事、保修および</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>33. 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事、保守および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>34. 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事、保守および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>35. 第18項から第34項に定める職位（第26項の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長および原子力人材育成センター所長は、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。また、課長（建設管理）、課長（第二発電）、課長（3号電気）、課長（3号機械）および課長（SA工事プロジェクト）は第1編第5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>36. 各課長、当直長および原子力人材育成センター所長は、第12項および第18項から第35項に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長および原子力人材育成センター所長の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>37. 各職位は、第125条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するため、本条の業務以外に、他組織の職務に係る検査に関する業務を行うことができる。</p> <p>38. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。</p> <p>※1：廃止措置工事とは、第141条に定める、原子炉等規制法第43条の3の3第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置計画（以下、「廃止措置計画」という。）に基づき実施する工事をいう。</p>	<p>び廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(22) 課長（土木）は、原子炉施設のうち土木関係設備の改造工事、保守および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>(23) 課長（建築）は、原子炉施設のうち建築関係設備の改造工事、保守および廃止措置工事^{※1}に関する業務を行う。</p> <p>3. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。</p> <p>(1) 第2項（7）から（23）に定める職位（第2項（15）の当直長を除く。）（以下「各課長」という。）、当直長、原子力人材育成センター所長およびマネージャー（監視評価）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。また、課長（建設管理）、課長（第二発電）、課長（3号電気）、課長（3号機械）および課長（SA工事プロジェクト）は、第1編第5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>(2) 各課長、当直長および原子力人材育成センター所長は、第1項（12）および（13）、第2項（7）から（23）ならびに第3項（1）に定める業務の遂行にあたって、所属員を指示・指導し、品質保証活動を行う。また、所属員は各課長、当直長、原子力人材育成センター所長およびマネージャー（監視評価）の指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>(3) 各職位は、第125条8.2.4で要求される検査の独立性を確保するため、本条の業務以外に、他組織の職務に係る検査に関する業務を行うことができる。</p> <p>4. その他関連する組織は、「組織規程」に基づき業務を行う。</p> <p>※1：廃止措置工事とは、第141条に定める、原子炉等規制法第43条の3の3第2項の規定に基づき認可を受けた廃止措置計画（以下「廃止措置計画」という。）に基づき実施する工事をいう。</p>	<p>・原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直し</p> <p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(運転管理業務)</p> <p>第133条の2 各課長または当直長は、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) 当直長は、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134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各課長に通知する。</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) 当直長は、関係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、関係各課長は、当直長から引き渡された系統に対して、必要な作業を行い、作業完了後に当直長に引き渡す。</p> <p>(3) 各課長または当直長は、第3節(第144条から第146条を除く。)各条第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定期的な確認の計画を定め、実施する。</p>	<p>(運転管理業務)</p> <p>第133条の2 各課長または当直長は、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) 当直長は、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134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) 当直長は、関係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、関係課長は、当直長から引き渡された系統に対して、必要な作業を行い、作業完了後に当直長に引き渡す。</p> <p>(3) 各課長または当直長は、第3節(第144条から第146条を除く。)各条第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定期的な確認の計画を定め、実施する。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(電源機能喪失時等の体制の整備)</p> <p>第139条 課長(技術)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、<u>重大事故^{※1}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、「重大事故等発生時」という。)</u>また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り原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合(以下、「<u>大規模損壊発生時</u>」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(以下、「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、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、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い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て必要な措置を講じる。</p> <p>※1:「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又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>第139条 課長(技術)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、<u>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、重大事故^{※1}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り原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合</u>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(以下「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、次の各号に掲げる事項に係る計画を策定し、技術部長の確認、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い、所管する部長の確認(総務課長を除く。)を受けて、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、評価の結果について技術部長の確認、所長の承認を得て必要な措置を講じる。</p> <p>※1:「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又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。</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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(施設運用上の基準を満足しない場合)</p> <p>第145条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、当直長が、第143条(使用済燃料プールの水位および水温)に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、当直長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 当直長は、この規定第2項に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. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、廃止措置主任者、各部長に連絡する。</p> <p>4. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。</p> <p>5. 当直長は、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、廃止措置主任者および課長(発電)に報告する。</p> <p>6. 当直長は、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、当該条文の第2項に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、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、その内容がこの規定第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) 当該条文の基準を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第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>(施設運用上の基準を満足しない場合)</p> <p>第145条 施設運用上の基準を満足しない場合とは、当直長が、第143条(使用済燃料プールの水位および水温)に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、当直長は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. 当直長は、この規定第2項に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. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、廃止措置主任者、各部長に連絡する。</p> <p>4. 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。</p> <p>5. 当直長は、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、廃止措置主任者および課長(発電)に報告する。</p> <p>6. 当直長は、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、当該条文の第2項に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、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、その内容がこの規定第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、その内容が当該条文の第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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(施設運用上の基準に関する記録)</p> <p>第146条 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、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、当該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。(<u>保</u>修作業を含む。)</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>(施設運用上の基準に関する記録)</p> <p>第146条 当直長は、施設運用上の基準を満足していないと判断した場合は、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、当該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<u>全</u>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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																												
<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第154条 課長(第一発電)は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水路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路排水中の放射性物質濃度の3箇月平均値が、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) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、表154-1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. 課長(第一発電)は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表154-2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. 課長(放射線管理)は、表154-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長(第一発電)に通知する。</p> <p>表154-1</p> <table border="1" data-bbox="189 814 1344 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)</td> <td>$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$</td> </tr> </tbody> </table> <p>表154-2</p> <table border="1" data-bbox="189 1045 1344 1140"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号炉, 2号炉および3号炉の合計</p> <p>表154-3</p> <table border="1" data-bbox="189 1276 1344 1549"> <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>・床ドレンサンプルタンク ・処理水タンク</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箇月に1回</td> <td>・ランドリドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク</td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$	項目	放出管理の基準値	トリチウム	$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$	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	・床ドレンサンプルタンク ・処理水タンク	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回	・ランドリドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク	<p>(放射性液体廃棄物の管理)</p> <p>第154条 課長(第一発電)は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、復水器冷却水放水路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路排水中の放射性物質濃度の3箇月平均値が、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) 復水器冷却水放水路排水中の放射性物質(トリチウムを除く。)の放出量が、表154-1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. 課長(第一発電)は、復水器冷却水放水路排水中のトリチウムの放出量が、表154-2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. 課長(放射線管理)は、表154-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、その結果を課長(第一発電)に通知する。</p> <p>表154-1</p> <table border="1" data-bbox="1424 814 2579 951"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)</td> <td>$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$</td> </tr> </tbody> </table> <p>表154-2</p> <table border="1" data-bbox="1424 1045 2579 1140"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理の基準値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トリチウム</td> <td>$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号炉, 2号炉および3号炉の合計</p> <p>表154-3</p> <table border="1" data-bbox="1424 1276 2579 1465"> <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>・床ドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク</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箇月に1回</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	放出管理目標値	放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$	項目	放出管理の基準値	トリチウム	$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$	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	・床ドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回		<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
項目	放出管理目標値																																													
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$																																													
項目	放出管理の基準値																																													
トリチウム	$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$																																													
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	・床ドレンサンプルタンク ・処理水タンク																																										
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回	・ランドリドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク																																										
項目	放出管理目標値																																													
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.4 \times 10^{10} \text{Bq/年}^{\ast 1}$																																													
項目	放出管理の基準値																																													
トリチウム	$7.4 \times 10^{12} \text{Bq/年}^{\ast 1}$																																													
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	・床ドレンサンプルタンク ・シャワドレンタンク																																										
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	1箇月に1回																																											

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(管理区域の設定および解除)</p> <p>第158条 管理区域は、添付4に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(放射線管理)は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、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。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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。</p> <p>4. 課長(放射線管理)は、添付4における管理区域境界付近において、表158に示す作業を行う場合で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>5. 課長(放射線管理)は、前項以外で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>6. 課長(放射線管理)は、前項にかかわらず、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、課長(放射線管理)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。</p> <p>7. 課長(放射線管理)は、前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課長(放射線管理)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)</p> <p>第158条 管理区域は、添付6に示す区域とする。</p> <p>2. 課長(放射線管理)は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、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。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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。</p> <p>4. 課長(放射線管理)は、添付6における管理区域境界付近において、表158に示す作業を行う場合で、3箇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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>5. 課長(放射線管理)は、前項以外で、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、課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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。</p> <p>6. 課長(放射線管理)は、前項にかかわらず、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、課長(放射線管理)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。</p> <p>7. 課長(放射線管理)は、前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課長(放射線管理)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>表 1 5 8</p> <table border="1"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	<p>表 1 5 8</p> <table border="1"> <tr><td>タンク点検等</td></tr> <tr><td>ポンプ点検等</td></tr> <tr><td>バルブ点検等</td></tr> <tr><td>配管点検等</td></tr> <tr><td>ケーブル点検等</td></tr> <tr><td>空調点検等</td></tr> <tr><td>計測器類点検等</td></tr> <tr><td>監視カメラ点検等</td></tr> <tr><td>扉・シャッター修理他作業</td></tr> <tr><td>清掃作業</td></tr> <tr><td>建物補修</td></tr> <tr><td>搬出入作業</td></tr> <tr><td>物品の仮置</td></tr> </table>	タンク点検等	ポンプ点検等	バルブ点検等	配管点検等	ケーブル点検等	空調点検等	計測器類点検等	監視カメラ点検等	扉・シャッター修理他作業	清掃作業	建物補修	搬出入作業	物品の仮置	
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												
タンク点検等																												
ポンプ点検等																												
バルブ点検等																												
配管点検等																												
ケーブル点検等																												
空調点検等																												
計測器類点検等																												
監視カメラ点検等																												
扉・シャッター修理他作業																												
清掃作業																												
建物補修																												
搬出入作業																												
物品の仮置																												

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(管理区域内における区域区分)</p> <p>第159条 課長(放射線管理)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4に示す区域とする。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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. 課長(放射線管理)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159条 課長(放射線管理)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6に示す区域とする。</p> <p>3. 課長(放射線管理)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、課長(放射線管理)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. 課長(放射線管理)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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(保全区域) 第163条 保全区域は、添付5に示す区域とする。 2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、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163条 保全区域は、添付7に示す区域とする。 2. 課長(核物質防護)は、保全区域を標識等により区別するほか、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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(原子力防災組織)</p> <p>第175条 課長(技術)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。なお所長不在の場合は、<u>所長が定めた代行者を本部長とする。</u></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>(原子力防災組織)</p> <p>第175条 課長(技術)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、<u>所長とする。ただし、課長(技術)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。</u></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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																										
<p>(緊急作業従事者の選定) 第177条 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社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。</p> <p>(1) 表177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</p> <p>(2) 表177の緊急作業についての訓練を受けた者</p> <p>(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^{※1}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>表177</p> <table border="1" data-bbox="154 814 1365 1178"> <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^{※1}</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：兼用できる訓練 ・第138条第2項、第139条第1項、第180条および第187条のうち、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱いに関する訓練</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 ^{※1}	3時間以上	<p>(緊急作業従事者の選定) 第177条 課長(技術)は、次の各号全ての要件に該当する所員および協力会社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^{※1}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。</p> <p>(1) 表177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</p> <p>(2) 表177の緊急作業についての訓練を受けた者</p> <p>(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要員^{※1}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>表177</p> <table border="1" data-bbox="1389 814 2599 1178"> <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^{※2}</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^{※3}</td> <td>3時間以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：緊急作業とは、法令に定める緊急時の線量限度が必要となる作業をいう。</p> <p>※2：兼用できる訓練 ・第138条第1項、第139条第1項、第187条のうち、緊急作業の方法に関する訓練</p> <p>※3：兼用できる訓練 ・第138条第1項、第139条第1項、第180条および第187条のうち、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>	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 ^{※2}	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 ^{※3}	3時間以上	<p>・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 ^{※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 ^{※2}	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 ^{※3}	3時間以上																										

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(通報経路) 第179条 課長(技術)は、<u>緊急事態が発生した場合の社内ならびに国, 県, 市, 警察署および消防署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。</u></p>	<p>(通報経路) 第179条 課長(技術)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の社内および国, 県, 市等の社外関係機関との連絡経路または通報経路を定めるにあたり, 所長の承認を得る。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(緊急時訓練) 第180条 課長(技術)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、<u>発電所</u>で毎年度1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>(緊急時訓練) 第180条 課長(技術)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毎年度1回以上実施し、所長に報告する。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(通報)</p> <p>第181条 当直長等は、<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、あらかじめ定められた通報経路に従って、</u>所長へ通報する。</p> <p>2. 所長は、<u>緊急事態の発生について通報を受け、もしくは自ら発見した場合は、</u>第179条（通報経路）に定める<u>通報経路に従って、</u>通報する。</p>	<p>(通報)</p> <p>第181条 当直長等は、<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は、</u>第179条（通報経路）に定める経路に従って、<u>所長に報告する。</u></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の発生について報告を受け、もしくは自ら発見した場合は、</u>第179条（通報経路）に定める経路に従って、<u>社内および社外関係機関に連絡または通報する。</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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(緊急時体制の発令) 第182条 所長は、<u>緊急事態が発生した場合は</u>、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。</p>	<p>(緊急時体制の発令) 第182条 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、もしくは自ら発見した場合は</u>、緊急時体制を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。<u>所長は、緊急時体制を発令した場合は、直ちに電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(応急措置) 第183条 本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。</p> <p>(1) 避難 (2) <u>放射性物質の影響範囲の推定</u> (3) <u>緊急被ばく医療</u> (4) 消火活動 (5) 汚染拡大の防止 (6) 線量評価 (7) 応急復旧 (8) 原子力災害の拡大防止を図るための措置 (9) 資機材の調達および輸送</p>	<p>(応急措置) 第183条 本部長は、原子力防災組織を統括し、<u>緊急時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> <p>(1) <u>警備および避難誘導</u> (2) <u>放射能影響範囲の推定</u> (3) <u>医療活動</u> (4) 消火活動 (5) 汚染拡大の防止 (6) 線量評価 (7) 応急復旧 (8) 原子力災害の発生または拡大防止を図るための措置 (9) 資機材の調達および輸送</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(緊急時体制の解除) 第186条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除する。また、その旨を第179条(通報経路)の経路に従って連絡する。</p>	<p>(緊急時体制の解除) 第186条 本部長は、事象が収束し、緊急時体制を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時体制を解除し、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第188条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、総務課長が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>2. 課長(放射線管理)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会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、課長(放射線管理)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う。</p> <p>ただし、課長(放射線管理)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>3. 課長(第一発電)は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表187-1, 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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>4. 課長(第一発電)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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</p> <p>なお、課長(第一発電)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う。</p> <p>ただし、課長(第一発電)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>5. 課長(第一発電)または課長(燃料技術)は、燃料の取扱いに関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する従業員に対し、表187-1, 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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>6. 課長(第一発電)または課長(燃料技術)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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</p> <p>なお、課長(第一発電)または課長(燃料技術)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う。</p>	<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第188条 総務課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、総務課長は、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、総務課長が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>2. 課長(放射線管理)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会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全上必要な教育が表188の実施方針に基づき実施されていることを確認する。</p> <p>なお、課長(放射線管理)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う。</p> <p>ただし、課長(放射線管理)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>3. 課長(第一発電)は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表187-1, 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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>4. 課長(第一発電)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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</p> <p>なお、課長(第一発電)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う。</p> <p>ただし、課長(第一発電)が、電源事業本部部長(原子力管理)によりあらかじめ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>5. 課長(第一発電)または課長(燃料技術)は、燃料の取扱いに関する業務の補助を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表187-1, 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する。原子力人材育成センター所長は、その内容を廃止措置主任者および所長の確認を得て、電源事業本部部長(原子力管理)の承認を得る。</p> <p>6. 課長(第一発電)または課長(燃料技術)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する。原子力人材育成センター所長は、その実施結果を所長および電源事業本部部長(原子力管理)に報告する。</p> <p>なお、課長(第一発電)または課長(燃料技術)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う。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>ただし、課長（第一発電）または課長（燃料技術）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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>ただし、課長（第一発電）または課長（燃料技術）が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

備考

表 188 (保安教育実施方針 (協力会社))

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	保安教育の内容			実施時期	対象者 ※2	
	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	小分類 (項目)	内 容		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	原子炉施設の構造、性能に関する事	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関する事		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令および保安規定の遵守に関する事	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定	関係法令および保安規定の遵守に関する事		◎	○
	原子炉施設の廃止措置に関する事		廃止措置の概要		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線障害防止規則の分類
		内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状	管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関する事 ※3	①管理区域に関する事		◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序		◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法 および 順序		◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体を与える影響	
放射線管理に関する事 ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法		◎ (1.0時間以上)	×	関係法令	
放射線管理に関する事 ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法		◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い	
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法					
放射線管理に関する事 ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響					
関係法令 および 保安規定の遵守に関する事 ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項					
放射線管理に関する事 ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事 ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業					
放射線管理に関する事 ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関する事 ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関する事 ・放射線管理に関する事 ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関する事 ※3	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					

※1：総務課長が、電源事業本部部長（原子力管理）によりあらかじめ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。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部部長（原子力管理）よりあらかじめ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。

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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更後

備考

表 1 8 8 (保安教育実施方針 (協力会社))

(1) 発電所入所時に安全に必要な教育

大分類	保安教育の内容			実施時期	対象者 ※2	
	中分類 (実用炉規則第92条の内容)	小分類 (項目)	内 容		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	原子炉施設の構造、性能に関すること	設備概要 主要系統の機能	作業上の留意事項	入所時	◎	○
	非常の場合に講ずべき処置に関すること		非常の場合に講ずべき処置の概要		◎	◎
	関係法令および保安規定の遵守に関すること	原子炉等規制法 原子炉施設保安規定	関係法令および保安規定の遵守に関すること		◎	○
	原子炉施設の廃止措置に関すること		廃止措置の概要		◎	○

(2) 放射線業務従事者に対する教育

総括表中分類との対応	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2		電離放射線障害防止規則の分類
		内 容		放射線業務従事者	放射線業務従事者以外	
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	①核燃料物質 または 使用済燃料の種類 および 性状 ②核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された物の種類 および 性状	管理区域内において、核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時	◎ (0.5時間以上)	×	核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関すること ※3	①管理区域に関すること					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染されたものの運搬、貯蔵 および 廃棄の作業の方法 および 順序					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業の方法 および 順序					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視の方法					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去の方法					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の構造 および 取扱いの方法					
放射線管理に関すること ※3	①電離放射線の種類 および 性質 ②電離放射線が 生体の細胞、組織、器官 および 全身に与える影響					
関係法令 および 保安規定の遵守に関すること ※3	法令、労働安全衛生規則 および 電離放射線障害防止規則の関係条項					
放射線管理に関すること ※3	①管理区域への立入り および 退去の手順					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	②核燃料物質 もしくは 使用済燃料 または これらによって汚染された物の運搬、貯蔵 および 廃棄の作業					
核燃料物質 および 核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※3	③核燃料物質 または 使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業					
放射線管理に関すること ※3	④外部放射線による線量当量率 および 空気中の放射性物質の濃度の監視					
放射線管理に関すること ※3	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認 および 汚染の除去					
・原子炉施設の構造、性能に関すること ・放射線管理に関すること ※3	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備 および その他の設備の取扱い					
非常の場合に講ずべき処置に関すること ※3	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置					
			◎ (1.5時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法に関する知識	
			◎ (0.5時間以上)	×	原子炉施設に係る設備の構造 および 取扱いの方法に関する知識	
			◎ (0.5時間以上)	×	電離放射線の生体に与える影響	
			◎ (1.0時間以上)	×	関係法令	
			◎ (2.0時間以上)	×	原子炉施設における作業の方法 および 同施設に係る設備の取扱い	

※1：総務課長が、電源事業本部長（原子力管理）によりあらかじめ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。

※2：各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

※3：課長（放射線管理）が、電源事業本部長（原子力管理）よりあらかじめ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。

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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(報告)</p> <p>第190条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、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145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154条, 第155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167条の2)</p> <p>(4) 実用炉規則第134条第3号^{※1}, 第4号^{※1}, 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 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3 本条に規定される報告については、「<u>異常事象発生時の対応要領</u>」に基づき実施する。</p> <p>※1：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>第190条 各課長または当直長は、次に定める事項に該当する場合または該当するおそれがあると判断した場合について、あらかじめ定められた経路に従って、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145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154条, 第155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167条の2)</p> <p>(4) 実用炉規則第134条第3号^{※1}, 第4号^{※1}, 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 所長は、前項で定める事項について報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3 本条に規定される報告については、「<u>緊急時の措置要領</u>」に基づき実施する。</p> <p>※1：使用済燃料貯蔵設備および燃料取扱設備に限る。</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>

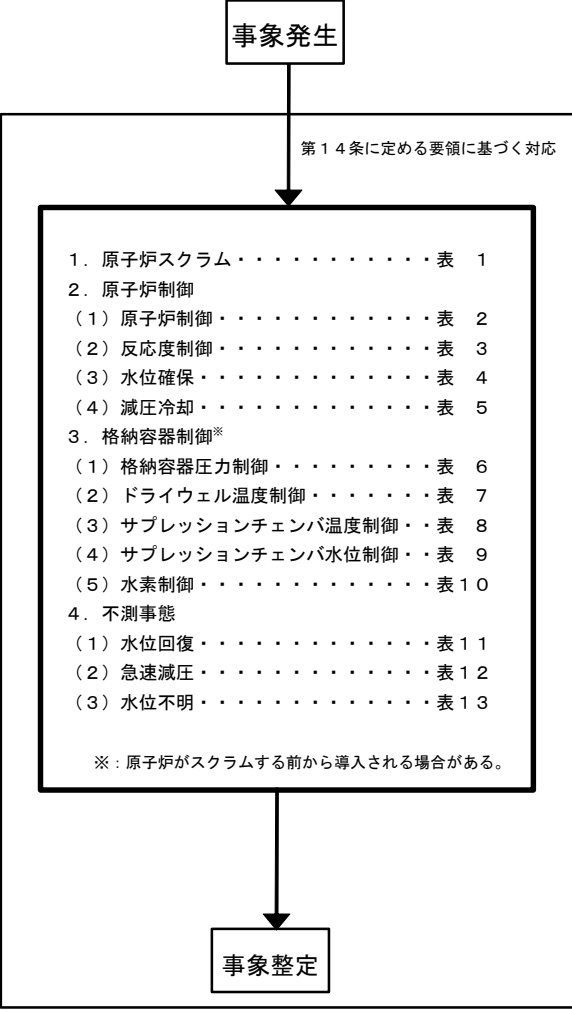

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">(附則の追加)</p>	<p>附則（令和 年 月 日 原規規発第 号） <u>（施行期日）</u></p> <p>第1条 この原子炉施設保安規定は、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。</p> <p>なお、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）、第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）、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）、第17条の6（資機材等の整備）、第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）および第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）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. 原子力安全文化の育成および維持活動体制の見直しに係る規定については、原子力規制委員会の認可を受けた後、当社が定める日から施行することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>4. 添付4 管理区域図「図14. 2号原子炉建物1階、2号タービン建物2階、2号廃棄物処理建物1階」および「図28. 屋外配管トレンチ（1）」の変更は、管理区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。</p> <p>5. 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>・変更に伴う附則の追加</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p>添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準 (第 7 6 条関連)</p>	<p>添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準 (第 7 6 条関連)</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>[2号炉]</p> <p style="text-align: center;">原子炉がスクラムした場合の運転操作基準</p> <p>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、以下の運転操作基準を定める。</p> <p>なお、この操作基準を使用する際には、当直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。</p> <div style="text-align: center;">  </div>	<p>[2号炉]</p> <p style="text-align: center;">原子炉がスクラムした場合の運転操作基準</p> <p>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、以下の運転操作基準を定める。</p> <p>なお、この操作基準を使用する際には、当直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。</p> <p><u>また、添付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。</u></p> <div style="text-align: center;">  </div>	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>また、当直長は、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する。</p> <p>(3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または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または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器によりシステム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または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または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または非常用ガス処理系等が自動的に作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または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、当該システムを必ず自動作動できる状態とする。</p> <p>(7) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生した場合は、当該隔離弁が自動作動したことを確認する。</p> <p>(8) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生したにもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は手動で全閉することを試みる。また、格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁が自動作動する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は、直ちに手動で全閉する。</p> <p>(9) 格納容器隔離弁または原子炉棟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、当直長は、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または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または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器によりシステム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または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または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または非常用ガス処理系等が自動的に作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または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、当該システムを必ず自動作動できる状態とする。</p> <p>(7) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生した場合は、当該隔離弁が自動作動したことを確認する。</p> <p>(8) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生したにもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は手動で全閉することを試みる。また、格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁が自動作動する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は、直ちに手動で全閉する。</p> <p>(9) 格納容器隔離弁または原子炉棟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>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考		
<p>表 1</p> <p>1. 原子炉スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、事象を整定させ、通常停止操作に移行する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉がスクラムした場合 <p>③基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象が想定どおり推移していることを確認する。 事象が想定どおり推移しない場合は、「原子炉制御」に移行する。 <p>④主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「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。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 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。 	<p>表 1</p> <p>1. 原子炉制御</p> <p>(1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 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まで冷却する。 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。) <table border="1" data-bbox="1368 590 2597 772"> <tr> <td data-bbox="1368 590 1991 772"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 </td> <td data-bbox="1991 590 2597 772"> <p>③脱出条件</p> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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、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。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」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。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全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。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「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。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 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であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「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運転状態および速度を確認する。 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>③脱出条件</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>③脱出条件</p>			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 ・平均出力領域計装，中性子源領域計装および中間領域計装により，原子炉<u>臨界未滿</u>を確認する。 <p style="margin-left: 20px;">B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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は，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，電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（<u>1要素</u>）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。 <p style="margin-left: 20px;">C. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。 ・主蒸気隔離弁が開の場合は，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，復水器が使用可能であることを確認する。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を全閉し，原子炉を隔離する。 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁が閉の場合は，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。なお，復水器が使用可能である場合は，主蒸気ドレン系により調整してもよい。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチェンバ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チェンバ冷却を行う。 ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 ・平均出力領域計装，中性子源領域計装および中間領域計装により，原子炉<u>未臨界</u>を確認する。 <p style="margin-left: 20px;">B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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は，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，電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（<u>一要素</u>）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，<u>非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系，原子炉隔離時冷却系，高圧原子炉代替注水系，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系，消火系または制御棒駆動水压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を目標として維持する。</u> ・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，大量送水車の接続を要請し，原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合は，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」に移行する。 ・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」に移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 <p style="margin-left: 20px;">C. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。 ・主蒸気隔離弁が開の場合は，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，復水器が使用可能であることを確認する。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を全閉し，原子炉を隔離する。 ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は，一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」に移行する。 ・主蒸気隔離弁が閉の場合は，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。<u>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は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</u>なお，復水器が使用可能である場合は，主蒸気ドレン弁により調整してもよい。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチェンバ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チェンバ冷却を行う。 ・原子炉圧力をタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により<u>原子炉隔離時冷却系定格流量維持最</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>する。</p> <p>D. タービン・電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、タービンが自動トリップしていることまたは自動トリップすることを確認する。 タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。 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、<u>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。</u> 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、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。 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。 タービン、発電機の停止状態を確認する。 <p>E. モニタ確認</p> <ul style="list-style-type: none"> 各種放射線モニタの指示を確認する。 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 <p>F. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 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。 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。 原子炉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。また原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。 主蒸気隔離弁が閉している場合は、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を減圧する。 原子炉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。 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。 原子炉を冷温停止する。 	<p><u>低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、<u>残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。</u> 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。 <p>D. タービン・電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、<u>発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)</u> タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。 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、「<u>交流／直流電源供給回復</u>」に移行する。 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、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。 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。 タービン、発電機の停止状態を確認する。 <p>E. モニタ確認</p> <ul style="list-style-type: none"> 各種放射線モニタの指示を確認する。 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に<u>移行せず原因の調査を実施する。</u> <p>F. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 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。 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。 原子炉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、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。 主蒸気隔離弁が閉している場合は、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で原子炉を減圧する。 原子炉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。 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。 原子炉を冷温停止する。 <p>G. 一次格納容器制御への導入</p> <ul style="list-style-type: none"> <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> 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 2</p> <p>2. 原子炉制御</p> <p>(1) 原子炉制御</p> <p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 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まで冷却する。 <table border="1" data-bbox="157 724 1359 814"> <tr> <td data-bbox="157 724 765 766">②導入条件</td> <td data-bbox="765 724 1359 766">③脱出条件</td> </tr> <tr> <td data-bbox="157 766 765 814">・原子炉スクラム要求時</td> <td data-bbox="765 766 1359 814">・原子炉スクラムを確認した場合</td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉がスクラムしているかどうかを確認する。 原子炉スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 全制御棒が全挿入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、原子炉制御「反応度制御」へ移行する。 全制御棒全挿入を確認した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 	②導入条件	③脱出条件	・原子炉スクラム要求時	・原子炉スクラムを確認した場合	<p>H. 二次格納容器制御への導入</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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導入条件	③脱出条件					
・原子炉スクラム要求時	・原子炉スクラムを確認した場合					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 3</p> <p>2. 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。</p> <table border="1" data-bbox="160 499 1350 724"> <tr> <td data-bbox="160 499 756 724"> <p>②導入条件 ・原子炉制御「原子炉制御」においてスクラム後の全制御棒全挿入が確認できない場合</p> </td> <td data-bbox="756 499 1350 724"> <p>③脱出条件 ・全制御棒が最大未臨界引抜位置以上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</p> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・原子炉出力を監視し、制御する。 ・「ほう酸水注入系起動」、「水位制御」、「制御棒挿入」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、「ほう酸水注入系起動」、「水位制御」、「制御棒挿入」の順に優先させる。</p> <p>④主な監視操作内容</p> <p>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は、「反応度制御」の制御棒挿入操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」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低判定値以上で、原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプがランバックしていることを確認するか、または原子炉再循環ポンプをランバックする。 ・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、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプが停止していることを確認するか、または原子炉再循環ポンプを停止する。</p> <p>B. ほう酸水注入系起動 ・サブプレッションチェンバ水温が原子炉出力・サブプレッションチェンバ水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に入った場合は、ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉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、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。</p>	<p>②導入条件 ・原子炉制御「原子炉制御」においてスクラム後の全制御棒全挿入が確認できない場合</p>	<p>③脱出条件 ・全制御棒が最大未臨界引抜位置以上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</p>	<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="1386 499 2588 724"> <tr> <td data-bbox="1386 499 1988 724"> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合</p> </td> <td data-bbox="1988 499 2588 724"> <p>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、ほう酸水注入系が停止している場合 ・全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</p> </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チェンバ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 ・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ず、1本を超える制御棒が挿入されていない場合は、原子炉制御「反応度制御」の「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。 ・原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 ・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p> <p>B. ほう酸水注入系 ・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉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ならびに全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、ほう酸水注入系を停止する。</p>	<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合</p>	<p>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、ほう酸水注入系が停止している場合 ・全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</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>
<p>②導入条件 ・原子炉制御「原子炉制御」においてスクラム後の全制御棒全挿入が確認できない場合</p>	<p>③脱出条件 ・全制御棒が最大未臨界引抜位置以上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</p>					
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合</p>	<p>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、ほう酸水注入系が停止している場合 ・全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</p>					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>C. 水位制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明となった場合は、「<u>水位不明時操作</u>」に移行する。 原子炉が隔離状態で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、<u>「水位低下操作」に移行する。</u> 「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未満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限值とする。) <u>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、「原子炉減圧」に移行する。</u> 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で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、<u>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。ただし、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ない場合は、原子炉水位を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する。</u> 原子炉水位を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、「<u>原子炉減圧</u>」に移行する。「<u>原子炉減圧</u>」として自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を原子炉減圧操作時必要弁数開して原子炉を減圧し、<u>給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を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する。</u> 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を原子炉減圧操作時必要弁数開しても、原子炉水位を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、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する。 主蒸気逃がし安全弁を順次開しても、<u>原子炉水位を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、復水輸送系、消火系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を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する。</u> <p>D. 水位不明時操作</p> <ul style="list-style-type: none"> 「<u>水位不明時操作</u>」を実施中に全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合は、<u>不測事態「水位不明」に移行する。</u> 主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉する。 主蒸気逃がし安全弁を水位不明時操作時必要弁数開して原子炉を減圧し、<u>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。</u> 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は、<u>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。</u> 	<p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明となった場合は、「<u>反応度制御</u>」水位不明および一次格納容器制御「<u>格納容器水素濃度制御</u>」に移行する。 スクラム不能異常過渡事象発生時、<u>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原子炉水位を低下させる。(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。)</u> 原子炉が隔離状態でない場合は、<u>原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と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。)</u> 原子炉を減圧することにより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可能な場合は、<u>自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して原子炉を減圧し、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。</u> 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、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は、<u>低圧で原子炉に注水可能な系統*または低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系、制御棒駆動水圧系を起動し、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。</u> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、<u>給復水系、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。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>E. 制御棒挿入</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム弁が閉の場合は、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御空気の排気を行う。 スクラム弁が開の場合は、スクラムリセットし、スクラム排水容器水位高トリップリセットを確認し、スクラムテストスイッチによる個別スクラムを行う。 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。 	<p>D. 制御棒</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム弁が閉の場合は、<u>代替制御棒挿入機能の動作、選択制御棒手動挿入、スクラムテストスイッチによる個別スクラム、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御空気の排気を行う。</u> スクラム弁が開の場合は、スクラムリセットし、スクラム排水容器水位高トリップリセットを確認し、<u>再度手動スクラムまたは代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。</u> 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。 <p>E. 圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 反応度制御中は、<u>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。</u> ほう酸水全量注入完了後、<u>全制御棒を全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されるまで、原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで低下させ、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。</u> <p>F. 「反応度制御」水位不明</p> <ul style="list-style-type: none"> 「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または全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、<u>不測事態「水位不明」に移行する。</u> 制御棒が原子炉出力高温未臨界パターン以上まで挿入されている場合には、<u>主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。</u> 制御棒が原子炉出力高温未臨界パターンまで挿入されていない場合、<u>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」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、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火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。</u> 原子炉出力8%未満の場合、<u>ほう酸水注入系を起動35分経過後、ほう酸水注入系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系による注水とする。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 4</p> <p>2. 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> <table border="1" data-bbox="163 457 1347 1039"> <tr> <td data-bbox="163 457 1056 1039"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>原子炉制御</u>」においてスクラムが確認された場合 ・原子炉制御「<u>反応度制御</u>」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 ・格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ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「<u>水位回復</u>」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「<u>水位不明</u>」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 </td> <td data-bbox="1056 457 1347 1039"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持可能な場合 </td> </tr> </table> <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</p> <p>A. プラント状態把握</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位、原子炉圧力、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作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給復水系、<u>制御棒駆動水圧系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系</u>、<u>非常用炉心冷却系</u>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、<u>有効燃料頂部以上に維持する。</u> ・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は、<u>制御棒駆動水圧系</u>、<u>復水輸送系</u>および<u>消火系</u>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「<u>水位回復</u>」に移行する。 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>原子炉制御</u>」においてスクラムが確認された場合 ・原子炉制御「<u>反応度制御</u>」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 ・格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ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「<u>水位回復</u>」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「<u>水位不明</u>」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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持可能な場合 	<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> <table border="1" data-bbox="1389 457 2573 1039"> <tr> <td data-bbox="1389 457 2282 1039"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>スクラム</u>」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 ・一次格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「<u>水位回復</u>」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「<u>急速減圧</u>」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつ<u>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外である場合</u> ・不測事態「<u>水位不明</u>」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 </td> <td data-bbox="2282 457 2573 1039"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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の間に維持できる場合 </td> </tr> </table> <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</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位、原子炉圧力、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作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、<u>高圧原子炉代替注水系</u>、<u>低圧原子炉代替注水系</u>（常設）、<u>復水輸送系</u>、<u>消火系</u>または<u>低圧原子炉代替注水系</u>（可搬型）、<u>制御棒駆動水圧系</u>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、<u>大量送水車の接続を要請する。</u> ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、<u>低圧原子炉代替注水系</u>（常設）1系統以上または<u>復水輸送系</u>、<u>消火系</u>、<u>低圧原子炉代替注水系</u>（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「<u>急速減圧</u>」および一次格納容器制御「<u>格納容器水素濃度制御</u>」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「<u>水位回復</u>」および一次格納容器制御 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>スクラム</u>」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 ・一次格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「<u>水位回復</u>」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「<u>急速減圧</u>」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつ<u>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外である場合</u> ・不測事態「<u>水位不明</u>」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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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の間に維持できる場合 	<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>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>原子炉制御</u>」においてスクラムが確認された場合 ・原子炉制御「<u>反応度制御</u>」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 ・格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ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「<u>水位回復</u>」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「<u>水位不明</u>」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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持可能な場合 					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「<u>スクラム</u>」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 ・一次格納容器制御「<u>格納容器圧力制御</u>」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「<u>水位回復</u>」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「<u>急速減圧</u>」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつ<u>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外である場合</u> ・不測事態「<u>水位不明</u>」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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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の間に維持できる場合 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」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。 	<ul style="list-style-type: none"> 「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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 5</p> <p>2. 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> <table border="1" data-bbox="163 457 1353 1039"> <tr> <td data-bbox="163 457 973 1039"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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に維持できる場合 原子炉制御「反応度制御」において、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入されたかほう酸水注入系が全量注入完了した場合であって、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、原子炉手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、原子炉を手動スクラムした場合 </td> <td data-bbox="973 457 1353 1039"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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は、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションチェンバ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で行う。さらに、サプレッションチェンバ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、サプレッションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションチェンバ冷却を行う。 「水位維持」と「原子炉減圧」を並行操作する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位維持</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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」に移行する。 <p>B. 原子炉減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉への注水ができない場合は、非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなけれ 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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に維持できる場合 原子炉制御「反応度制御」において、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入されたかほう酸水注入系が全量注入完了した場合であって、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、原子炉手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、原子炉を手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 	<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、冷温停止状態に移行させる。</p> <table border="1" data-bbox="1394 457 2585 1039"> <tr> <td data-bbox="1394 457 2205 1039"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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に維持可能な場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 </td> <td data-bbox="2205 457 2585 1039"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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は、原子炉冷却材温度変化率およびサプレッションチェンバ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、サプレッションチェンバ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、サプレッションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションチェンバ冷却を行う。 「水位」と「減圧」を並行操作する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、<u>高圧原子炉代替注水系</u>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>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合に、注水系統が原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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に維持可能な場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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に維持できる場合 原子炉制御「反応度制御」において、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入されたかほう酸水注入系が全量注入完了した場合であって、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、原子炉手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、原子炉を手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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に維持可能な場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ温度制御」において、手動スクラム後、サプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 一次格納容器制御「サプレッションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能である場合は、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ・原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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モードを起動する。残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが起動できない場合は、復旧を図る。 	<p><u>系のみ</u>の場合は、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能である場合は、タービンバイパス弁等による減圧を行う。<u>なお、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。</u> ・復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ・<u>復水器が使用不能であり、かつサプレッションチェンバ水温がサプレッションチェンバ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。</u> ・原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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モードを起動する。残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが起動できない場合は、復旧を図る。 ・<u>原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 6</p> <p>3. 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> <table border="1" data-bbox="160 457 1356 772"> <tr> <td data-bbox="160 457 685 772"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 </td> <td data-bbox="685 457 1356 772"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>圧力を下げた</u>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 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>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。</u> ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバ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チェンバスプレイを起動する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉が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<u>圧力を下げる。</u> ・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、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却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チェンバスプレイを作動させる。 ・<u>ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、24時間以内にサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。</u> ・サブプレッションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、24時間以内に原子炉 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>圧力を下げた</u>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>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> <table border="1" data-bbox="1391 457 2599 772"> <tr> <td data-bbox="1391 457 1917 772"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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、かつドライウエ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 </td> <td data-bbox="1917 457 2599 772"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合</u> ・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 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブプレッションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。</u> ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバ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チェンバスプレイを起動する。 ・<u>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。</u> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉が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<u>ベントを行う。</u> ・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、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却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チェンバスプレイを作動させる。<u>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。</u> ・<u>原子炉水位が不明な場合は、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。</u> ・<u>サブプレッションチェンバ圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブプレッションチェンバスプレイを作動させる。</u> ・サブプレッションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、24時間以内に原子炉再 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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、かつドライウエ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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合</u> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>圧力を下げた</u>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>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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、かつドライウエ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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合</u> ・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 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>再循環ポンプおよびドライウェル冷却機を停止し、ドライウェルスプレイおよびサブプレッションチェンバプレイを作動させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバ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」に移行する。 ・サブプレッションチェンバ圧力を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ェルスプレイおよびサブプレッションチェンバ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>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「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いた後、主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉する。 ・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、注水量を増やして、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、復水輸送系、ほう酸水注入系[*]、消火系による原子炉注水を行う。 ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サブプレッションチェンバ圧力を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。 <p>※：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、補給水系を水源とする。以下同じ。</p> <p>C. 格納容器ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバ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。 ・格納容器ベントは、窒素ガス制御系のサブプレッションチェンバ側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ水位が高い場合は、窒素ガス制御系のドライウェル側ベントラインを使用する。 	<p>循環ポンプおよびドライウェル冷却機を停止し、ドライウェルスプレイおよびサブプレッションチェンバプレイを作動させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバ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」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウェルスプレイおよびサブプレッションチェンバ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。また、ドライウェルスプレイおよびサブプレッションチェンバプレイが起動できない場合は、格納容器代替プレイを行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「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いた後、主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉する。 ・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 ・サブプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>C. 格納容器ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替プレイ失敗の場合は、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。 ・格納容器ベントは、サブプレッションチェンバ側フィルタベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ側フィルタベントラインが使用出来ない場合は、ドライウェル側フィルタベントラインを使用する。フィルタベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションチェンバ側耐圧強化ベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ側耐圧強化ベントラインが使用出来ない場合は、ドライウェル側耐圧強化ベントラインを使用する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・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）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表7</p> <p>3. 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="160 457 1356 814"> <tr> <td data-bbox="160 457 753 814"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 </td> <td data-bbox="753 457 1356 814"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満となった場合 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・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、<u>ドライウエルスプレイを作動させ、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。</u></p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点、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冷却機を運転する。 ・ドライウエル空間温度が<u>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冷却機を停止し、ドライウエルスプレイを作動させる。</u> ・ドライウエル空間温度が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。 ・ドライウエル空間温度が<u>ドライウエル空間部温度制限値になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</u> 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満となった場合 	<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="1391 457 2588 814"> <tr> <td data-bbox="1391 457 2015 814"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、<u>水位が判明しており、かつ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外である場合</u> </td> <td data-bbox="2015 457 2588 814"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満維持可能で、<u>かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u> ・<u>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、手動スクラムした場合</u> </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>ドライウエルスプレイを起動する。</u> ・<u>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。</u> ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、<u>原子炉制御「反応度制御」を優先する。</u> <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点、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冷却機を運転する。 ・<u>ドライウエル空間温度の上昇抑制を行ってもドライウエル局所温度の上昇が継続する場合は、通常停止を行う。</u> ・<u>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は、手動スクラムし、ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。また、ドライウエルスプレイが起動できない場合は、格納容器代替スプレイを行う。格納容器代替スプレイが作動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</u> ・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場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル空間温度が<u>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」に移行する。</u> 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、<u>水位が判明しており、かつ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外である場合</u> 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満維持可能で、<u>かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u> ・<u>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、手動スクラムした場合</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>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満となった場合 					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、<u>水位が判明しており、かつ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外である場合</u> 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満維持可能で、<u>かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合</u> ・<u>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、手動スクラムした場合</u> 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 8</p> <p>3. 格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p> <p>①目的 ・サプレッションチェンバ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="160 457 1350 947"> <tr> <td data-bbox="160 457 753 947"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 </td> <td data-bbox="768 457 1350 947"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温がスクラム制限温度以上で、<u>手動スクラムし、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</u> ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満となった場合 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら、原子炉を手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温が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は、<u>原子炉を通常停止する。</u> ・サプレッションチェンバ水温がスクラム制限温度に到達したら、<u>原子炉を手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。</u>サプレッションチェンバ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」へ移行する。サプレッションチェンバ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。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの局所空間部温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバ冷却を実施するとともに、<u>サプレッションチェンバ空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションチェンバ・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</u> ・サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以下に下がらない場合は、サプレッションチェンバ空間部温度がサプレッションチェンバ設計温度に到達する前に、サプレッ 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温がスクラム制限温度以上で、<u>手動スクラムし、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</u> ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満となった場合 	<p>表 7</p> <p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p> <p>①目的 ・サプレッションチェンバ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="1400 457 2591 947"> <tr> <td data-bbox="1400 457 1994 947"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、<u>主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</u> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、<u>減圧が完了し、水位が判明しており、かつ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外である場合</u> </td> <td data-bbox="2009 457 2591 947"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンバ水温およびサプレッションチェンバ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を継続する場合は、<u>直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</u></p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、<u>サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。</u>サプレッションチェンバ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」に移行し、サプレッションチェンバ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」に移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、<u>サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。</u>サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、<u>主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</u> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、<u>減圧が完了し、水位が判明しており、かつ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外である場合</u> 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合 	<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>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温がスクラム制限温度以上で、<u>手動スクラムし、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合</u> ・サプレッションチェンバ空間部の局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度未満となった場合 					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、<u>主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</u> ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、<u>減圧が完了し、水位が判明しており、かつ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外である場合</u> 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>シオンチェンバスプレイを作動させる。</p>	<p>外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ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」に移行する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 9</p> <p>3. 格納容器制御 (4) サプレッションチェンバ水位制御</p> <p>①目的 ・サプレッションチェンバの水位を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="160 457 1350 680"> <tr> <td data-bbox="160 457 655 583">②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</td> <td data-bbox="655 457 1350 680">③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ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スクラムした場合</td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンバ高水位は、原子炉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スクラムし、減圧を開始する。さらにそれ以上の水位では、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する前に、ドライウェルスプレイを実施する。最終的には、格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位に達したら、格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションチェンバ低水位は、原子炉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、原子炉をスクラムし減圧を開始する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水位制御（高水位）</p> <p>・サプレッションチェンバ水位が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、原子炉を通常停止し、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合は、原子炉をスクラムし原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ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到達する前に、原子炉再循環ポンプおよびドライウェル冷却機を停止し、ドライウェルスプレイを作動させる。 ・格納容器内水位が格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位に達したら、格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。</p>	②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ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スクラムした場合	<p>表 8</p> <p>2. 一次格納容器制御 (4) サプレッションチェンバ水位制御</p> <p>①目的 ・サプレッションチェンバ水位を監視し、制御する。</p> <table border="1" data-bbox="1386 457 2576 680"> <tr> <td data-bbox="1386 457 1881 680">②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合</td> <td data-bbox="1881 457 2576 680">③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値または通常運転時低水位制限値を超えてスクラムした場合</td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンバ高水位は、原子炉冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から、サプレッションチェンバ水位を抑制する措置を行っても通常運転時高水位制限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。 ・サプレッションチェンバ低水位は、原子炉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チェンバ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、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」に移行する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水位制御（高水位）</p> <p>・サプレッションチェンバ水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上が継続する場合は、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」に移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位限界値以上でドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウェル冷却機を停止し、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格納容器代替スプレイを停止し、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションチェンバ水位の上昇が補給水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。 ・格納容器内水位が、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。</p>	②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値または通常運転時低水位制限値を超えてスクラムした場合	<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>
②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ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スクラムした場合					
②導入条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時高水位制限値または通常運転時低水位制限値を超えてスクラムした場合					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>B. サプレッションチェンバ水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位が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、原子炉を通常停止し、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションチェンバ水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 	<p>B. サプレッションチェンバ水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションチェンバ水位が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、原子炉制御「スクラム」および原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 ・サプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下で、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考				
<p>表 10</p> <p>3. 格納容器制御 (5) 水素制御</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> <table border="1" data-bbox="160 457 1356 905"> <tr> <td data-bbox="160 457 774 905"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉スクラム」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 ・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 </td> <td data-bbox="774 457 1356 905"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、格納容器水素・酸素濃度分析系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 ・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。 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合は、<u>可燃性ガス濃度制御系を</u>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は、格納容器水素・酸素濃度分析系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。 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合は、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。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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水素・酸素濃度分析系により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・<u>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、格納容器水素・酸素濃度分析系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は、</u>可燃性ガス濃度制御系を 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉スクラム」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 ・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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、格納容器水素・酸素濃度分析系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 ・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。 	<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> <table border="1" data-bbox="1391 457 2588 905"> <tr> <td data-bbox="1391 457 2006 905"> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・<u>一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において</u>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 ・<u>原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</u> ・原子炉水位が不明の場合 </td> <td data-bbox="2006 457 2588 905"> <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度の上昇がない場合</u> ・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の上昇がない場合 ・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 </td> </tr> </table> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合は、<u>格納容器水素・酸素濃度分析系により格納容器内の水素濃度および酸素濃度を監視する。</u> ・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は、格納容器水素・酸素濃度分析系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。 ・<u>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プレッションチェンバスプレイを運転し、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。</u> ・可燃性ガス濃度制御系再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合は、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。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>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または原子炉水位が有効燃料頂部以上維持不可能と判断した場合は、格納容器水素・酸素濃度分析系または多機能格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水素濃度を監視する。</u> ・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水素・酸素濃度分析系または多機能格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水素濃度を監視する。 ・<u>格納容器内の水素濃度が上昇した場合、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プレッションチェンバスプレイを運転し、</u>可燃性ガス濃度制御系を 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・<u>一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において</u>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 ・<u>原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</u> ・原子炉水位が不明の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度の上昇がない場合</u> ・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の上昇がない場合 ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設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>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉スクラム」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 ・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>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、格納容器水素・酸素濃度分析系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 ・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。 					
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・<u>一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において</u>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 ・<u>原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合</u> ・原子炉水位が不明の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度の上昇がない場合</u> ・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の上昇がない場合 ・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 					

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>動させる。</p> <p>・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プレッションチェンバースプレイを運転する。</p>	<p>・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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 10</p> <p>3. 二次格納容器制御</p> <p>(1) 二次格納施設制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器から原子炉棟への漏えいを監視し、制御する。 <p>②導入条件</p> <p>下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉棟放射線量が警報設定値以上の場合 原子炉棟温度が警報設定値以上の場合 原子炉棟内で漏えいを示す警報が発報した場合 <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 漏えい箇所の隔離が成功した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウダリの破断が発生した場合、原子炉棟からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉水位は原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 原子炉棟環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 原子炉棟環境（放射線、原子炉棟温度、原子炉棟水位）は並行して実施する。 モニタリングポスト指示上昇時または原子炉棟差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中ではない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 急速減圧後、タービンバイパス弁および主蒸気逃がし安全弁により原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしく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。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 破断箇所の水頭圧が低い原子炉水位とするため、原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 <p>C. 原子炉棟環境</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室空調換気系を事故時運転モードに切り替え（二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く。）、非常用ガス処理系を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モード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モードを起動する。</u> ・ <u>原子炉棟環境を改善するため、原子炉棟空調換気系を起動する。</u> ・ <u>原子炉棟内の溢水を処理するため、原子炉棟内の排水ポンプを起動する。</u> ・ <u>各室温度設定値以下かつ原子炉棟放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、二次格納施設制御導入前の制御に移行する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 1</p> <p>3. 二次格納容器制御</p> <p>(2) 燃料プール水位・温度制御</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プールの水位および水温を監視し、制御する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位低警報が発生した場合 燃料プール水温が通常運転時制限温度以上の場合 <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位と燃料プールに注水可能な系統を随時把握する。 燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持可能な系統を随時把握する。 漏えい箇所が特定された場合、二次格納容器制御「二次格納施設制御」に移行する。 燃料プール水位の低下が継続し、燃料プール周辺で作業が実施できる燃料プール水位を維持できない場合は、可搬型設備による燃料プールのスプレイを実施する。 二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」に導入した場合、大量送水車の接続を要請し、原子炉棟退避指示をする。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 燃料プール水位制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プールへ注水可能な系統を手動で起動する。 燃料プールの水位を通常運転時制限水位以上に維持する。 燃料プール周辺で作業が実施できる燃料プール水位以上に維持できない場合は、燃料プールへ注水可能な系統を2系統以上起動する。 <p>B. 燃料プール水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール除熱可能な系統を手動で起動する。 燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持できない場合は、燃料プール除熱可能な系統を2系統以上起動する。 燃料プール水温を燃料プールのコンクリートの長期的な健全性を確保するための制限値以下に維持する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>表 1 1</p> <p>4. 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「水位確保」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「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</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は、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1200℃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輸送系等を起動する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <p>・原子炉水位が有効燃料頂部以下に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1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、1系統以上の起動ができない場合は、<u>復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系による注水準備を行う。</u></p> <p>・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。 ※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは以下をいう。表12、表13において同じ。 ・<u>復水ポンプ、復水昇圧ポンプ、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</u></p> <p>B. 水位上昇中</p> <p>・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、<u>非常用炉心冷却系</u>1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	<p>表 1 2</p> <p>4. 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 ・<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</u> ・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 ・<u>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、かつドライウエ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</u></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<u>低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>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は、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1200℃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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>を起動する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <p>・<u>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」に移行する。</u> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1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、1系統以上の起動ができない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。</u></p> <p>・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」に移行する。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <p>・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動していない場合は、<u>低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<ul style="list-style-type: none"> 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、<u>非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</u> 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>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、<u>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上を運転状態とし、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を1系統も運転状態とすることができない場合は復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水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、<u>低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。</u> 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水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」に移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 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または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 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または高圧原子炉代替注水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、<u>不測事態「急速減圧」に移行する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、<u>表1.2</u>および<u>表1.3</u>も同じ。</p>	<p>不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、<u>表1.3</u>および<u>表1.4</u>も同じ。</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>表 1 2</p> <p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p> <p>①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。</p> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度を超えた場合 ・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かつ下降中であり、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であって、<u>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</u> ・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場合であって、<u>非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</u> ・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ない場合であって、<u>非常用炉心冷却系が1系統以上作動している場合</u> ・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、<u>代替注水系が起動できた場合</u> ・格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 	<p>表 1 3</p> <p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p> <p>①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。</p> <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合</u> ・原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ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「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁弁位置検出器許容温度以上にて原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレイできない場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系、<u>非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合</u> ・不測事態「水位回復」において、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場合 ・不測事態「水位回復」において、<u>原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合</u> ・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または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 ・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または高圧原子炉代替注水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ない場合 ・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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合</u> ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、<u>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</u> ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が<u>ベント管凝縮限界値以下になった場合</u> ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。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」時必要弁数を開放する。 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。 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。 	<p>・二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。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」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、<u>復水器または原子炉隔離時冷却系等</u>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」<u>に</u>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。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、<u>急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制委員会設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>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、<u>または代替注水系が</u>作動していることを確認する。 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」時必要弁数を開放する。 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」時必要弁数を開放できなければ、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」時必要最少弁数以上開放する。 <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」時必要最少弁数を開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。</u> <u>原子炉減圧が不十分である場合は、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。</u> 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」および格納容器制御「水素制御」へ移行する。 	<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が</u>作動していること、<u>またはその状態が維持されていることを</u>確認する。 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」時必要弁数を開放する。 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」時必要弁数を開放できなければ、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」時必要最少弁数以上開放する。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。 <u>主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</u> 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御<u>に</u>移行する。 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<u>一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に</u>移行する。 	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>表 1 3</p> <p>4. 不測事態 (3) 水位不明</p> <p>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。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉水位が不明になった場合</p> <p>・原子炉制御「反応度制御」の「水位不明時操作」を実施中に、全制御棒が最大未臨界引抜位置以上まで挿入された場合</p> <p>・格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、<u>原子炉水位計の基準水柱近傍でのドライウエル温度がドライウエル空間部温度制限値に達した場合</u></p> <p>・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<u>原子炉水位計の基準水柱近傍のドライウエル温度がドライウエル空間部温度制限値に達した場合</u></p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却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。</p> <p>・原子炉注水操作は、使用可能なすべての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションチェンバ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。</p> <p>・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。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><u>A. 注水操作</u></p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統、<u>原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を作動させ、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系が作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</u></p> <p>・<u>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、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火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、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系の復旧を行い、これらの系統が復旧した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</u></p> <p><u>B. 満水操作</u></p> <p>・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弁以上開放または電動</p>	<p>表 1 4</p> <p>4. 不測事態 (3) 水位不明</p> <p>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。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「反応度制御」を除き、<u>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</u></p> <p>・原子炉制御「反応度制御」水位不明を実施中に、<u>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</u></p> <p>・<u>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</u></p> <p>・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</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、または<u>低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系</u>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。</p> <p>・原子炉注水操作は、使用可能な<u>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チェンバ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。</u></p> <p>・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p><u>A. 注水確保</u></p> <p>・<u>水位不明時刻を記録する。</u></p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、<u>原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。</u></p> <p>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を作動させ、不測事態「急速減圧」に移行する。</u></p> <p><u>B. 満水注入</u></p> <p>・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、「水位計復</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」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ない場合は、主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉し、「満水操作」を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、給復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火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、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開維持して、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チェンバ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。 ・原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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、<u>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、</u>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チェンバ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。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統をすべて起動しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統をすべて起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数のみ開しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、<u>原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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。</u> <p>C. 水位計復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力がサブプレッションチェンバ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。 ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。 ・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。 ・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。 ・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は、「満水操作」へ移行する。 	<p>旧」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ない場合は、主蒸気隔離弁、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浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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弁も開放できない場合は、給復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、</u>復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火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、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開けることにより、原子炉を減圧する。 ・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チェンバ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。 ・原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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、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チェンバ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。 ・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チェンバ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少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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。 ・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少必要弁数のみ開しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ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、<u>他の代替確認方法にて満水を確認する。</u> <p><u>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、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を起動し、原子炉水位をできるだけ上昇させる。</u></p> <p>C. 水位計復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力がサブプレッションチェンバ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。 ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。 ・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。 ・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。 ・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」に移行する。原子炉水位が判明しない場合は、「満水注入」に移行する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 5</p> <p>5. 電源制御</p> <p>(1) 交流/直流電源供給回復</p> <p>①目的</p> <p>・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。</p> <p>②導入条件</p> <p>・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</p> <p>④基本的な考え方</p> <p>・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。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <p>・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</p> <p>・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。</p> <p>・全交流電源喪失となった場合は、可搬設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</p> <p>B. FLSR電源確保</p> <p>・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。</p> <p>C. 受電</p> <p>・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p>D. 給電</p> <p>・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。</p> <p>E. 直流電源確保</p> <p>・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。</p> <p>F. 直流電源回復</p> <p>・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p><u>G. 復旧</u></p> <p>・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。</p> <p>電源制御に関しては、「③脱出条件」はない。</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>

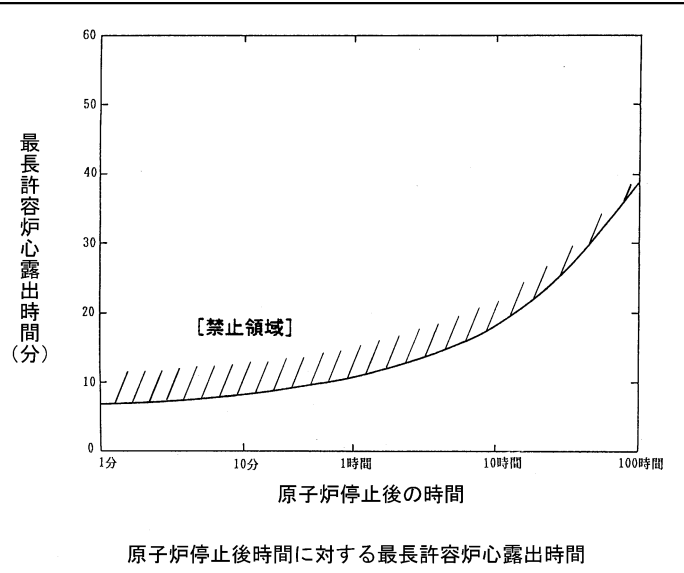
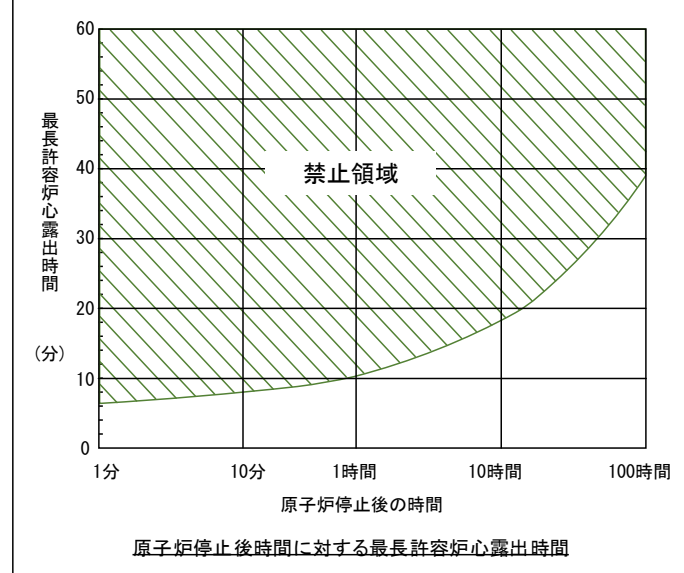
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(島根3号炉)の記載については記載省略</p>	<p>(島根3号炉)の記載については記載省略</p>	

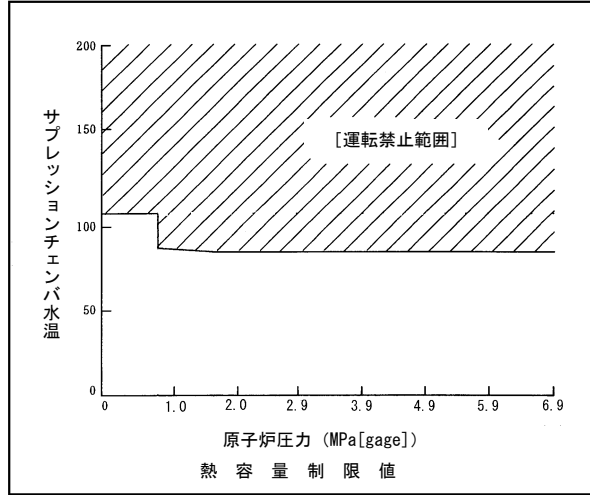
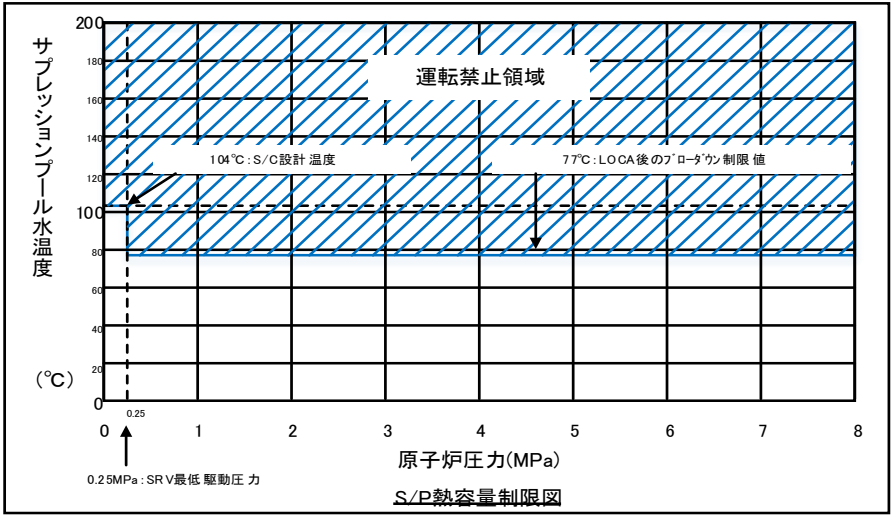
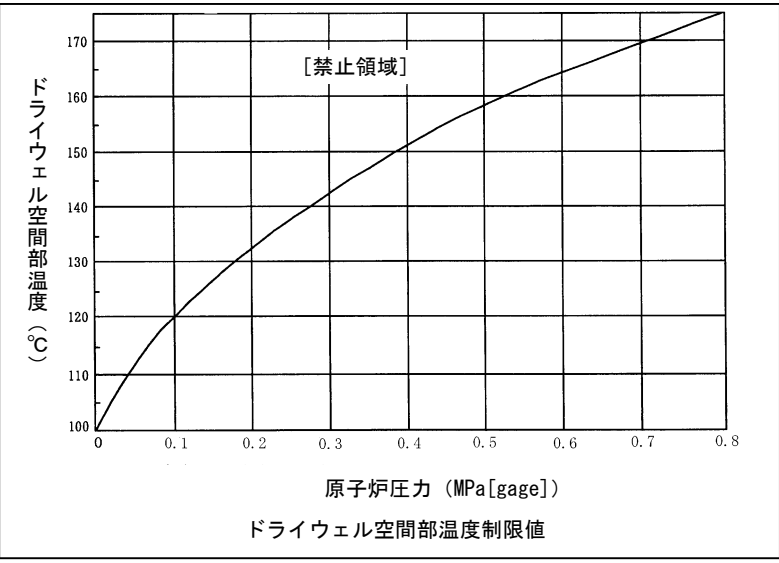
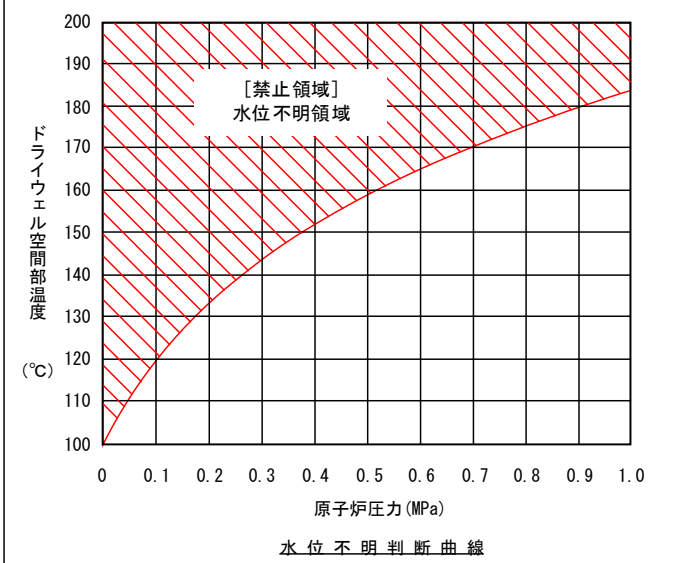
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考															
<p data-bbox="189 237 290 268">2号炉</p> <p data-bbox="1270 237 1359 268">参考</p> <p data-bbox="166 327 1199 495"> (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%（平均出力領域計装） (3) 原子炉出力・サブプレッションチェンバ水温相関曲線：下図のとおり </p> <div data-bbox="457 520 1062 1108"> <p data-bbox="516 1073 1003 1098">原子炉出力・サブプレッションチェンバ水温相関曲線</p> </div>	<p data-bbox="1424 237 1525 268">2号炉</p> <p data-bbox="2507 237 2597 268">参考</p> <p data-bbox="1400 327 2433 453"> (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%（平均出力領域計装） (3) 中性子束振動発生防止値：20%（平均出力領域計装） </p> <p data-bbox="1400 1182 1991 1213">(4) 原子炉水位インターロック：下表のとおり</p> <table border="1" data-bbox="1774 1220 2214 1850"> <thead> <tr> <th colspan="2">原子炉水位インターロック</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>L-8 (132cm)</td> <td>RFPトリップ 主タービントリップ HPCS注水弁閉 RCICトリップ</td> <td rowspan="2">狭 帯 域</td> </tr> <tr> <td>L-3 (16cm)</td> <td>スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉</td> </tr> <tr> <td>L-2 (-112cm)</td> <td>MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI動作</td> <td rowspan="3">広 帯 域</td> </tr> <tr> <td>L-1H (-261cm)</td> <td>HPCS起動 HPCS-DEG起動</td> </tr> <tr> <td>L-1 (-381cm)</td> <td>RHR起動 LPCS起動 DEG起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉水位インターロック			L-8 (132cm)	RFPトリップ 主タービントリップ HPCS注水弁閉 RCICトリップ	狭 帯 域	L-3 (16cm)	スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉	L-2 (-112cm)	MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI動作	広 帯 域	L-1H (-261cm)	HPCS起動 HPCS-DEG起動	L-1 (-381cm)	RHR起動 LPCS起動 DEG起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件	<p data-bbox="2635 237 2822 537"> ・原子力規制委員会設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>
原子炉水位インターロック																	
L-8 (132cm)	RFPトリップ 主タービントリップ HPCS注水弁閉 RCICトリップ	狭 帯 域															
L-3 (16cm)	スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉																
L-2 (-112cm)	MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI動作	広 帯 域															
L-1H (-261cm)	HPCS起動 HPCS-DEG起動																
L-1 (-381cm)	RHR起動 LPCS起動 DEG起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件																

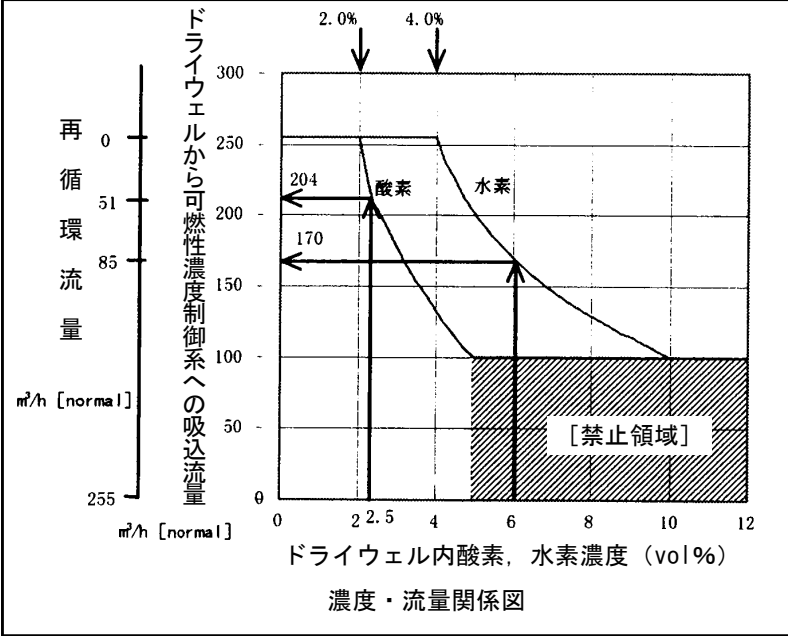
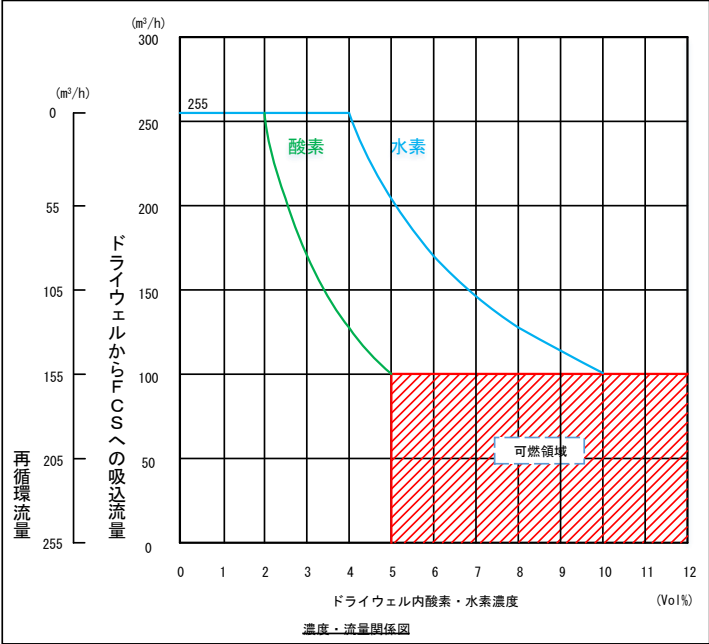
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位+50cm</p> <p>(5) 「反応度制御」原子炉減圧操作時必要弁数：2弁</p> <p>(6) 「反応度制御」水位不明時操作時必要弁数：1弁</p> <p>(7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり</p> <table border="1" data-bbox="439 499 1077 730"> <thead> <tr> <th>開いている主蒸気逃がし安全弁の数</th> <th>炉心冠水最低圧力 MPa [gage]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>(8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり</p>  <p>(9) サプレッションチェンバ熱容量制限図：下図のとおり</p>	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]	3	0.5	2	0.8	1	2.1	<p>(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：低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位+50cm</p> <p>(6) 「反応度制御」原子炉減圧操作時必要弁数：2弁</p> <p>(7) 「反応度制御」水位不明時操作時必要弁数：1弁</p> <p>(8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり</p> <table border="1" data-bbox="1670 499 2309 730"> <thead> <tr> <th>開いている主蒸気逃がし安全弁の数</th> <th>炉心冠水最低圧力 MPa [gage]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>1</td> <td>2.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>A TWS + 水位不明時の炉心冠水最低圧力</p> <p>(9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり</p>  <p>(10) サプレッションチェンバ熱容量制限図：下図のとおり</p>	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]	3	0.5	2	0.8	1	2.1	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
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]																	
3	0.5																	
2	0.8																	
1	2.1																	
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]																	
3	0.5																	
2	0.8																	
1	2.1																	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
		<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>(10) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.88MPa[gage]以下</p> <p>(11) ドライウェルスプレイ起動圧力：100kPa[gage]</p> <p>(12) 「急速減圧」時必要最少弁数：1弁</p> <p>(13) ドライウェル冷却機入口ガス温度高警報設定点：60℃</p> <p>(14) ドライウェル空間部温度制限値：下図のとおり</p>	<p>(11) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力：0.88MPa[gage]以下</p> <p>(12) 格納容器圧力制限値：0.384MPa[gage]</p> <p>(13) 「格納容器圧力制御」外部注水制限値：サプレッションチェンバ通常水位+1.29m</p> <p>(14) ドライウェルスプレイ起動圧力：98kPa[gage]</p> <p>(15) 「急速減圧」時必要最少弁数：1弁</p> <p>(16) ドライウェル冷却機入口ガス温度高警報設定点：60℃</p> <p>(17) ドライウェル局所温度高警報設定点：65℃</p> <p>(18) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃</p> <p>(19) 水位不明判断曲線：下図のとおり</p>	
		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(15) サプレッションチェンバस्पレイ起動温度：65℃</p> <p>(16) 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：4.9m</p> <p>(17) 格納容器の圧力が大気時の最大浸水水位：26.2m</p> <p>(18) 可燃限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器水素・酸素濃度分析系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.5%</p> <p>(19) 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</p>	<p>(20) サプレッションチェンバस्पレイ起動温度：49℃</p> <p>(21) 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：サプレッションチェンバ底部より+4.9m</p> <p>(22) 格納容器ベント最高水位：サプレッションチェンバ底部より+26.2m</p> <p>(23) ベント管凝縮限界値：サプレッションチェンバ通常水位-35.6cm</p> <p>(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</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>濃度・流量関係図</p>	 <p>濃度・流量関係図</p>	
<p>(20) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：427kPa[gage]</p> <p>(21) 「急速減圧」時必要弁数：6弁</p> <p>(22) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]</p> <p>(23) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁</p> <p>(24) 原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数：1弁</p>	<p>(25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：177kPa[gage]</p> <p>(26) 「急速減圧」時必要弁数：6弁</p> <p>(27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa[gage]</p> <p>(28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁</p> <p>(29) 原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数：1弁</p>	

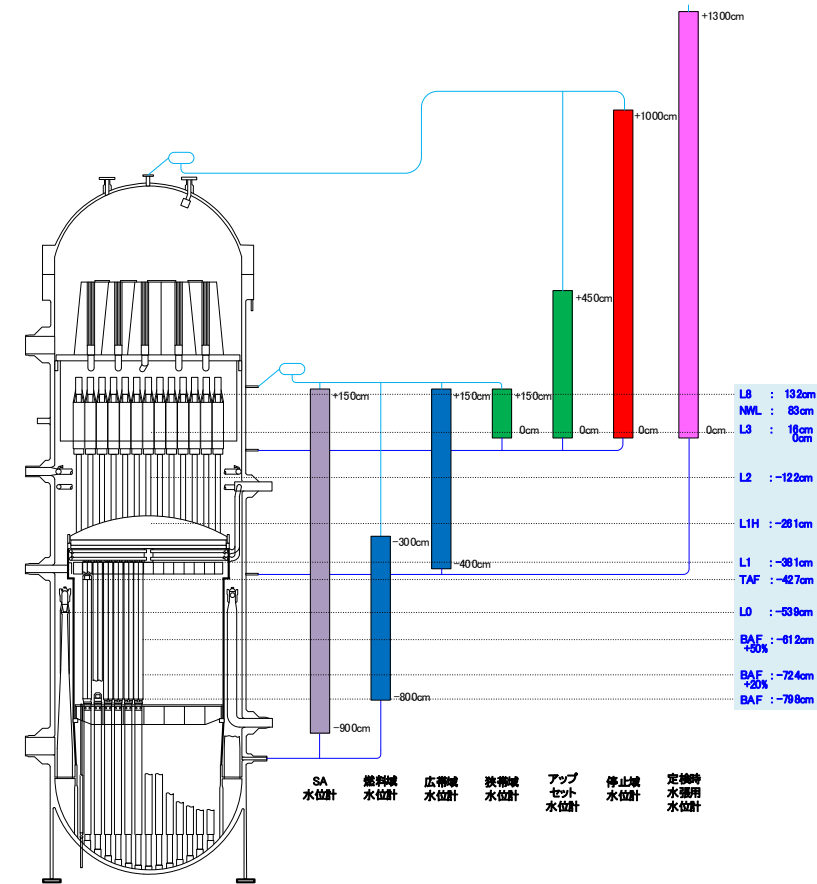
島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前

変更後

備考

(30) 原子炉圧力容器水位計測定範囲



(31) 原子炉圧力制御ブレークポイント

原子炉圧力制御ブレークポイント		
圧力 (MPa)	対象項目	意味
8.62	最高使用圧力	
8.13~8.34	安全弁機能設定圧力	圧力バウンダリー保護
7.58~7.78	逃し弁機能設定圧力	SRV開に伴う水位・出力の変動
7.41	ATWS-RPT作動 ARI作動	ATWS発生時に圧力容器内圧力上昇を緩和し、且つS/Pの温度上昇を抑えるためPLRトリップ及びARIが作動する。
7.34	圧力高スクラム設定値	原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入されるため、燃料破損や異常高圧状態を引き起こす。そのため原子炉圧力高でスクラムさせ圧力上昇を防止する。
6.76 (主蒸気圧力)	TBV100%開	6.55MPaで設定されたEHC圧力によるTBVの最大圧力
6.55 (主蒸気圧力)	TBV0%開	TBVの最小圧力 (EHC圧力設定による制御)
5.03	LPCS, RHR注入弁開	LOCA信号+弁差圧4.90MPaで自動開
0.88	RHR停止時冷却隔離弁開許可	SDC運転許可
0.46	急速減圧完了	0.46MPaまたはD/WEL力+0.03MPa以下
0.343	RCIC蒸気入口弁閉	RCICトリップ
0.25	SRV最低駆動圧力	SRV開維持に必要な最小圧力

・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)

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																						
	<p>(32) 原子炉水位制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1555 289 2436 1199"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉水位制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th>原子炉水位 (cm)</th> <th>対象項目</th> <th>意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>132 (L-8)</td> <td>RFPTトリップ 主タービントリップ HPCS注入弁閉 RCICトリップ</td> <td>原子炉水位異常上昇を防止し、タービンに過度のキャリアオーバー流入及び主蒸気管への炉水流入を防止。</td> </tr> <tr> <td>97 (L-7)</td> <td>原子炉水位高(ANN)</td> <td>過度なキャリアオーバーとならないよう警報を発生。</td> </tr> <tr> <td>83 (NWL)</td> <td>通常運転水位</td> <td>運転時の通常水位</td> </tr> <tr> <td>69 (L-4)</td> <td>原子炉水位低(ANN)</td> <td>過度なキャリアアンダーとならないよう警報を発生。</td> </tr> <tr> <td>58 (L-4L)</td> <td>PLRランバック</td> <td></td> </tr> <tr> <td>16 (L-3)</td> <td>スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉</td> <td>自動スクラム</td> </tr> <tr> <td>-112 (L-2)</td> <td>MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI作動</td> <td>原子炉水位が異常低下した場合に、一次系からの冷却材の流出を防止する為、MSIVを閉止 全給水喪失時にRCICが起動すればL1HIに至らない。 代替制御棒挿入手段としてARIが作動</td> </tr> <tr> <td>-261 (L-1H)</td> <td>HPCS起動 HPCS-DEG起動</td> <td>ECCS系の起動により原子炉水位の低下を抑える。</td> </tr> <tr> <td>-381 (L-1)</td> <td>RHR起動 LPCS起動 A,B-D/G起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件</td> <td>LOCA時にECCSが作動するのに時間的余裕が十分あり、炉心が冠水維持されて冷却が十分達成できる水位とする。</td> </tr> <tr> <td>-427 (TAF)</td> <td>有効燃料頂部</td> <td>燃料冠水による十分な冷却機能の喪失</td> </tr> <tr> <td>-612 (BAF+50%)</td> <td>燃料下端上50%</td> <td>燃料被覆管バフレーション開始温度</td> </tr> </tbody> </table> <p>(33) 原子炉出力制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1555 1314 2436 1476"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉出力制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th>出力 (%)</th> <th>対象項目</th> <th>意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>120</td> <td>APRM高高</td> <td>自動スクラム</td> </tr> <tr> <td>100</td> <td>TBVのキャパシティ</td> <td>TBV操作によって制御できる最大出力</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>APRMセットダウン高高</td> <td>モードスイッチが起動ポジションにあるときのスクラム</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉水位制御ブレイクポイント			原子炉水位 (cm)	対象項目	意味	132 (L-8)	RFPTトリップ 主タービントリップ HPCS注入弁閉 RCICトリップ	原子炉水位異常上昇を防止し、タービンに過度のキャリアオーバー流入及び主蒸気管への炉水流入を防止。	97 (L-7)	原子炉水位高(ANN)	過度なキャリアオーバーとならないよう警報を発生。	83 (NWL)	通常運転水位	運転時の通常水位	69 (L-4)	原子炉水位低(ANN)	過度なキャリアアンダーとならないよう警報を発生。	58 (L-4L)	PLRランバック		16 (L-3)	スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉	自動スクラム	-112 (L-2)	MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI作動	原子炉水位が異常低下した場合に、一次系からの冷却材の流出を防止する為、MSIVを閉止 全給水喪失時にRCICが起動すればL1HIに至らない。 代替制御棒挿入手段としてARIが作動	-261 (L-1H)	HPCS起動 HPCS-DEG起動	ECCS系の起動により原子炉水位の低下を抑える。	-381 (L-1)	RHR起動 LPCS起動 A,B-D/G起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件	LOCA時にECCSが作動するのに時間的余裕が十分あり、炉心が冠水維持されて冷却が十分達成できる水位とする。	-427 (TAF)	有効燃料頂部	燃料冠水による十分な冷却機能の喪失	-612 (BAF+50%)	燃料下端上50%	燃料被覆管バフレーション開始温度	原子炉出力制御ブレイクポイント			出力 (%)	対象項目	意味	120	APRM高高	自動スクラム	100	TBVのキャパシティ	TBV操作によって制御できる最大出力	15	APRMセットダウン高高	モードスイッチが起動ポジションにあるときのスクラム	<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>
原子炉水位制御ブレイクポイント																																																								
原子炉水位 (cm)	対象項目	意味																																																						
132 (L-8)	RFPTトリップ 主タービントリップ HPCS注入弁閉 RCICトリップ	原子炉水位異常上昇を防止し、タービンに過度のキャリアオーバー流入及び主蒸気管への炉水流入を防止。																																																						
97 (L-7)	原子炉水位高(ANN)	過度なキャリアオーバーとならないよう警報を発生。																																																						
83 (NWL)	通常運転水位	運転時の通常水位																																																						
69 (L-4)	原子炉水位低(ANN)	過度なキャリアアンダーとならないよう警報を発生。																																																						
58 (L-4L)	PLRランバック																																																							
16 (L-3)	スクラム SGT起動 CUW隔離 格納容器隔離弁閉	自動スクラム																																																						
-112 (L-2)	MSIV閉 PLRポンプトリップ RCIC起動 ARI作動	原子炉水位が異常低下した場合に、一次系からの冷却材の流出を防止する為、MSIVを閉止 全給水喪失時にRCICが起動すればL1HIに至らない。 代替制御棒挿入手段としてARIが作動																																																						
-261 (L-1H)	HPCS起動 HPCS-DEG起動	ECCS系の起動により原子炉水位の低下を抑える。																																																						
-381 (L-1)	RHR起動 LPCS起動 A,B-D/G起動 ADS作動条件 AM自動減圧作動条件	LOCA時にECCSが作動するのに時間的余裕が十分あり、炉心が冠水維持されて冷却が十分達成できる水位とする。																																																						
-427 (TAF)	有効燃料頂部	燃料冠水による十分な冷却機能の喪失																																																						
-612 (BAF+50%)	燃料下端上50%	燃料被覆管バフレーション開始温度																																																						
原子炉出力制御ブレイクポイント																																																								
出力 (%)	対象項目	意味																																																						
120	APRM高高	自動スクラム																																																						
100	TBVのキャパシティ	TBV操作によって制御できる最大出力																																																						
15	APRMセットダウン高高	モードスイッチが起動ポジションにあるときのスクラム																																																						

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																																																																
	<p>(34) 格納容器圧力制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1546 281 2445 802"> <thead> <tr> <th colspan="3">格納容器圧力制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th>圧力 (kPa[gage])</th> <th>対象項目</th> <th>意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1000</td> <td>指示計フルスケール</td> <td></td> </tr> <tr> <td>853</td> <td>PCV限界圧力</td> <td>2Pd</td> </tr> <tr> <td>427</td> <td>PCV最高使用圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>384</td> <td>PCV圧力制限値</td> <td>PCV代替スプレイを実施し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を実施する。</td> </tr> <tr> <td>334</td> <td>PCV代替スプレイ停止</td> <td>384kPa～334kPaで間欠運転を実施する。</td> </tr> <tr> <td>245</td> <td>設計基準事故時の最高圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>245</td> <td>圧力抑制、圧力制限条件</td> <td>PCVベント準備を実施するとともに、急速減圧へ移行する。</td> </tr> <tr> <td>177</td> <td>FCS設計圧力</td> <td>FCSブロワ吸込圧力高にてトリップする。</td> </tr> <tr> <td>98</td> <td>PCVスプレイ</td> <td>圧力上昇が継続する場合、D/Wスプレイ及びS/Pスプレイを実施する。</td> </tr> <tr> <td>13.7</td> <td>スクラム設定点</td> <td>原子炉自動スクラム、ECCS作動</td> </tr> <tr> <td>10.4</td> <td>RPS系 D/W圧力高設定値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>8.63</td> <td>NGC系 D/W圧力高設定値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5.2</td> <td>通常運転圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.686</td> <td>RPS系 D/W圧力低設定値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(35) D/W温度制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1546 907 2445 1297"> <thead> <tr> <th colspan="3">D/W温度制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th>温度 (°C)</th> <th>対象項目</th> <th>意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>200</td> <td>D/W限界温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td>171</td> <td>D/W設計温度</td> <td>・急速減圧 ・PCV代替スプレイ ・原子炉ウエル注水 (D/Wヘッド雰囲気171°C)</td> </tr> <tr> <td>150</td> <td>PCV代替スプレイ停止</td> <td>171°C～150°Cで間欠運転を実施する。</td> </tr> <tr> <td>90</td> <td>手動スクラム</td> <td>手動スクラム実施 D/W圧力13.7kPa以上でD/Wスプレイ</td> </tr> <tr> <td>65 (局所温度)</td> <td>格納容器内機器設計温度 (SGTチャコールフィルタ性能保証温度)</td> <td>・D/W冷却機追加起動</td> </tr> <tr> <td>60 (D/W冷却機入口温度)</td> <td>D/W通常運転制限温度</td> <td>・D/W冷却機追加起動しても温度上昇が継続する場合、通常停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>(36) S/P温度制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1546 1398 2445 1839"> <thead> <tr> <th colspan="3">S/P温度制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th>温度 (°C)</th> <th>対象項目</th> <th>意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>104</td> <td>S/C最高使用温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td>100</td> <td>ECCS系の最高使用温度</td> <td>可能であれば水源をCSTへ切替える。</td> </tr> <tr> <td>77</td> <td>LOCA時S/P水温上限</td> <td>蒸気凝縮実験からのLOCA時ブローダウン中のプール水温は77°C以下に制限する。</td> </tr> <tr> <td>49 (空間部局所温度)</td> <td>S/Cスプレイ起動温度</td> <td>空間部温度のみが上昇した場合、真空破壊弁バイパス等の異常発生の可能性があるため、S/Cスプレイを作動させる。</td> </tr> <tr> <td>49</td> <td>高温待機運転中のS/P水高温度 (スクラム制限温度)</td> <td>プール水温を77°C以下を満足するためには原子炉隔離事象を想定してもプール水温が49°C以下であればよい。手動スクラムし、「減圧冷却」を開始する。S/P水熱容量制限値を超えた場合は急速減圧する。</td> </tr> <tr> <td>35</td> <td>S/P通常運転制限温度</td> <td>S/P冷却を開始する。温度上昇継続なら手動スクラムする。</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器圧力制御ブレイクポイント			圧力 (kPa[gage])	対象項目	意味	1000	指示計フルスケール		853	PCV限界圧力	2Pd	427	PCV最高使用圧力		384	PCV圧力制限値	PCV代替スプレイを実施し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を実施する。	334	PCV代替スプレイ停止	384kPa～334kPaで間欠運転を実施する。	245	設計基準事故時の最高圧力		245	圧力抑制、圧力制限条件	PCVベント準備を実施するとともに、急速減圧へ移行する。	177	FCS設計圧力	FCSブロワ吸込圧力高にてトリップする。	98	PCVスプレイ	圧力上昇が継続する場合、D/Wスプレイ及びS/Pスプレイを実施する。	13.7	スクラム設定点	原子炉自動スクラム、ECCS作動	10.4	RPS系 D/W圧力高設定値		8.63	NGC系 D/W圧力高設定値		5.2	通常運転圧力		0.686	RPS系 D/W圧力低設定値		D/W温度制御ブレイクポイント			温度 (°C)	対象項目	意味	200	D/W限界温度		171	D/W設計温度	・急速減圧 ・PCV代替スプレイ ・原子炉ウエル注水 (D/Wヘッド雰囲気171°C)	150	PCV代替スプレイ停止	171°C～150°Cで間欠運転を実施する。	90	手動スクラム	手動スクラム実施 D/W圧力13.7kPa以上でD/Wスプレイ	65 (局所温度)	格納容器内機器設計温度 (SGTチャコールフィルタ性能保証温度)	・D/W冷却機追加起動	60 (D/W冷却機入口温度)	D/W通常運転制限温度	・D/W冷却機追加起動しても温度上昇が継続する場合、通常停止	S/P温度制御ブレイクポイント			温度 (°C)	対象項目	意味	104	S/C最高使用温度		100	ECCS系の最高使用温度	可能であれば水源をCSTへ切替える。	77	LOCA時S/P水温上限	蒸気凝縮実験からのLOCA時ブローダウン中のプール水温は77°C以下に制限する。	49 (空間部局所温度)	S/Cスプレイ起動温度	空間部温度のみが上昇した場合、真空破壊弁バイパス等の異常発生の可能性があるため、S/Cスプレイを作動させる。	49	高温待機運転中のS/P水高温度 (スクラム制限温度)	プール水温を77°C以下を満足するためには原子炉隔離事象を想定してもプール水温が49°C以下であればよい。手動スクラムし、「減圧冷却」を開始する。S/P水熱容量制限値を超えた場合は急速減圧する。	35	S/P通常運転制限温度	S/P冷却を開始する。温度上昇継続なら手動スクラムする。	<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>
格納容器圧力制御ブレイクポイント																																																																																																		
圧力 (kPa[gage])	対象項目	意味																																																																																																
1000	指示計フルスケール																																																																																																	
853	PCV限界圧力	2Pd																																																																																																
427	PCV最高使用圧力																																																																																																	
384	PCV圧力制限値	PCV代替スプレイを実施し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を実施する。																																																																																																
334	PCV代替スプレイ停止	384kPa～334kPaで間欠運転を実施する。																																																																																																
245	設計基準事故時の最高圧力																																																																																																	
245	圧力抑制、圧力制限条件	PCVベント準備を実施するとともに、急速減圧へ移行する。																																																																																																
177	FCS設計圧力	FCSブロワ吸込圧力高にてトリップする。																																																																																																
98	PCVスプレイ	圧力上昇が継続する場合、D/Wスプレイ及びS/Pスプレイを実施する。																																																																																																
13.7	スクラム設定点	原子炉自動スクラム、ECCS作動																																																																																																
10.4	RPS系 D/W圧力高設定値																																																																																																	
8.63	NGC系 D/W圧力高設定値																																																																																																	
5.2	通常運転圧力																																																																																																	
0.686	RPS系 D/W圧力低設定値																																																																																																	
D/W温度制御ブレイクポイント																																																																																																		
温度 (°C)	対象項目	意味																																																																																																
200	D/W限界温度																																																																																																	
171	D/W設計温度	・急速減圧 ・PCV代替スプレイ ・原子炉ウエル注水 (D/Wヘッド雰囲気171°C)																																																																																																
150	PCV代替スプレイ停止	171°C～150°Cで間欠運転を実施する。																																																																																																
90	手動スクラム	手動スクラム実施 D/W圧力13.7kPa以上でD/Wスプレイ																																																																																																
65 (局所温度)	格納容器内機器設計温度 (SGTチャコールフィルタ性能保証温度)	・D/W冷却機追加起動																																																																																																
60 (D/W冷却機入口温度)	D/W通常運転制限温度	・D/W冷却機追加起動しても温度上昇が継続する場合、通常停止																																																																																																
S/P温度制御ブレイクポイント																																																																																																		
温度 (°C)	対象項目	意味																																																																																																
104	S/C最高使用温度																																																																																																	
100	ECCS系の最高使用温度	可能であれば水源をCSTへ切替える。																																																																																																
77	LOCA時S/P水温上限	蒸気凝縮実験からのLOCA時ブローダウン中のプール水温は77°C以下に制限する。																																																																																																
49 (空間部局所温度)	S/Cスプレイ起動温度	空間部温度のみが上昇した場合、真空破壊弁バイパス等の異常発生の可能性があるため、S/Cスプレイを作動させる。																																																																																																
49	高温待機運転中のS/P水高温度 (スクラム制限温度)	プール水温を77°C以下を満足するためには原子炉隔離事象を想定してもプール水温が49°C以下であればよい。手動スクラムし、「減圧冷却」を開始する。S/P水熱容量制限値を超えた場合は急速減圧する。																																																																																																
35	S/P通常運転制限温度	S/P冷却を開始する。温度上昇継続なら手動スクラムする。																																																																																																

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																																								
	<p>(37) S/P水位制御ブレイクポイント</p> <table border="1" data-bbox="1537 285 2457 1335"> <thead> <tr> <th colspan="3" data-bbox="1537 285 2457 317">S/P水位制御ブレイクポイント</th> </tr> <tr> <th data-bbox="1537 317 1724 373">S/P底部より(m) (S/P水位計)</th> <th data-bbox="1724 317 2041 373">対象項目</th> <th data-bbox="2041 317 2457 373">意味</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>27.4</td> <td>D/Wスプレインズル位置</td> <td>D/Wスプレイは空間スプレイに有効ではない。</td> </tr> <tr> <td>26.2</td> <td>D/Wベント位置</td> <td></td> </tr> <tr> <td>25.2</td> <td>外部水源からの原子炉注水停止基準</td> <td>D/W水位異常高ランプ点灯</td> </tr> <tr> <td>24.8</td> <td>FCS(B)吸込み位置</td> <td>FCS(B)が使用できないレベル</td> </tr> <tr> <td>24.1</td> <td>FCS(A)吸込み位置</td> <td>FCS(A)が使用できないレベル</td> </tr> <tr> <td>22.8</td> <td>CAMS D/W側H₂・O₂サンプル位置</td> <td>CAMS D/W側H₂・O₂サンプリングできないレベル。</td> </tr> <tr> <td>23.4</td> <td>TAF</td> <td>原子炉水位に関係あるTAF。</td> </tr> <tr> <td>19.7</td> <td>BAF</td> <td>原子炉水位に関係のあるBAF。</td> </tr> <tr> <td>14.4</td> <td>圧力容器底部</td> <td>原子炉水位に関係のある圧力容器底部。</td> </tr> <tr> <td>9.61 (+6m)</td> <td>AM盤S/C水位計最大表示</td> <td>これ以上の水位はAM盤 S/C水位計指示は信用できない。</td> </tr> <tr> <td>9.12</td> <td>S/Cベント位置</td> <td>S/Cベントができないレベル。</td> </tr> <tr> <td>8.72</td> <td>S/Cスプレインズル位置</td> <td>S/Cスプレイは空間スプレイに有効ではない。</td> </tr> <tr> <td>D/W水位 0.9m</td> <td>リターン位置</td> <td>D/Wへ流入した水がS/Pへ戻る。</td> </tr> <tr> <td>7.9 (+4.29m)</td> <td>FCS(A) (B)戻り位置</td> <td>FCS排気管が水没するレベル。 FCS系の運転に影響を与える恐れ。</td> </tr> <tr> <td>5.5 (+1.91m)</td> <td>CAMS S/C側H₂・O₂サンプル位置</td> <td>CAMS S/C側H₂・O₂サンプリングできないレベル。</td> </tr> <tr> <td>5.39 (+1.78m)</td> <td>真空破壊弁位置</td> <td>圧力抑制機能喪失。</td> </tr> <tr> <td>4.9 (+1.29m)</td> <td>外部注水制限</td> <td>PCVベントする。</td> </tr> <tr> <td>3.76 (+15.0cm)</td> <td>通常運転高水位限界値 (保安規定上限値+10cm)</td> <td>PLR及びD/W冷却機を停止し、D/Wスプレイを作動する。</td> </tr> <tr> <td>3.66 (+5.0cm)</td> <td>通常運転高水位制限値 (保安規定上限値)</td> <td>水位上昇要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。</td> </tr> <tr> <td>3.61 (±0cm)</td> <td>通常運転低水位</td> <td>通常運転水位。</td> </tr> <tr> <td>3.56 (-5.0cm)</td> <td>通常運転低水位制限値 (保安規定下限値)</td> <td>水位低下要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。</td> </tr> <tr> <td>3.25 (-35.6cm)</td> <td>ベント管凝縮限界</td> <td>この水位以下になると、圧力抑制機能喪失。</td> </tr> </tbody> </table>	S/P水位制御ブレイクポイント			S/P底部より(m) (S/P水位計)	対象項目	意味	27.4	D/Wスプレインズル位置	D/Wスプレイは空間スプレイに有効ではない。	26.2	D/Wベント位置		25.2	外部水源からの原子炉注水停止基準	D/W水位異常高ランプ点灯	24.8	FCS(B)吸込み位置	FCS(B)が使用できないレベル	24.1	FCS(A)吸込み位置	FCS(A)が使用できないレベル	22.8	CAMS D/W側H ₂ ・O ₂ サンプル位置	CAMS D/W側H ₂ ・O ₂ サンプリングできないレベル。	23.4	TAF	原子炉水位に関係あるTAF。	19.7	BAF	原子炉水位に関係のあるBAF。	14.4	圧力容器底部	原子炉水位に関係のある圧力容器底部。	9.61 (+6m)	AM盤S/C水位計最大表示	これ以上の水位はAM盤 S/C水位計指示は信用できない。	9.12	S/Cベント位置	S/Cベントができないレベル。	8.72	S/Cスプレインズル位置	S/Cスプレイは空間スプレイに有効ではない。	D/W水位 0.9m	リターン位置	D/Wへ流入した水がS/Pへ戻る。	7.9 (+4.29m)	FCS(A) (B)戻り位置	FCS排気管が水没するレベル。 FCS系の運転に影響を与える恐れ。	5.5 (+1.91m)	CAMS S/C側H ₂ ・O ₂ サンプル位置	CAMS S/C側H ₂ ・O ₂ サンプリングできないレベル。	5.39 (+1.78m)	真空破壊弁位置	圧力抑制機能喪失。	4.9 (+1.29m)	外部注水制限	PCVベントする。	3.76 (+15.0cm)	通常運転高水位限界値 (保安規定上限値+10cm)	PLR及びD/W冷却機を停止し、D/Wスプレイを作動する。	3.66 (+5.0cm)	通常運転高水位制限値 (保安規定上限値)	水位上昇要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。	3.61 (±0cm)	通常運転低水位	通常運転水位。	3.56 (-5.0cm)	通常運転低水位制限値 (保安規定下限値)	水位低下要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。	3.25 (-35.6cm)	ベント管凝縮限界	この水位以下になると、圧力抑制機能喪失。	<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>
S/P水位制御ブレイクポイント																																																																										
S/P底部より(m) (S/P水位計)	対象項目	意味																																																																								
27.4	D/Wスプレインズル位置	D/Wスプレイは空間スプレイに有効ではない。																																																																								
26.2	D/Wベント位置																																																																									
25.2	外部水源からの原子炉注水停止基準	D/W水位異常高ランプ点灯																																																																								
24.8	FCS(B)吸込み位置	FCS(B)が使用できないレベル																																																																								
24.1	FCS(A)吸込み位置	FCS(A)が使用できないレベル																																																																								
22.8	CAMS D/W側H ₂ ・O ₂ サンプル位置	CAMS D/W側H ₂ ・O ₂ サンプリングできないレベル。																																																																								
23.4	TAF	原子炉水位に関係あるTAF。																																																																								
19.7	BAF	原子炉水位に関係のあるBAF。																																																																								
14.4	圧力容器底部	原子炉水位に関係のある圧力容器底部。																																																																								
9.61 (+6m)	AM盤S/C水位計最大表示	これ以上の水位はAM盤 S/C水位計指示は信用できない。																																																																								
9.12	S/Cベント位置	S/Cベントができないレベル。																																																																								
8.72	S/Cスプレインズル位置	S/Cスプレイは空間スプレイに有効ではない。																																																																								
D/W水位 0.9m	リターン位置	D/Wへ流入した水がS/Pへ戻る。																																																																								
7.9 (+4.29m)	FCS(A) (B)戻り位置	FCS排気管が水没するレベル。 FCS系の運転に影響を与える恐れ。																																																																								
5.5 (+1.91m)	CAMS S/C側H ₂ ・O ₂ サンプル位置	CAMS S/C側H ₂ ・O ₂ サンプリングできないレベル。																																																																								
5.39 (+1.78m)	真空破壊弁位置	圧力抑制機能喪失。																																																																								
4.9 (+1.29m)	外部注水制限	PCVベントする。																																																																								
3.76 (+15.0cm)	通常運転高水位限界値 (保安規定上限値+10cm)	PLR及びD/W冷却機を停止し、D/Wスプレイを作動する。																																																																								
3.66 (+5.0cm)	通常運転高水位制限値 (保安規定上限値)	水位上昇要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。																																																																								
3.61 (±0cm)	通常運転低水位	通常運転水位。																																																																								
3.56 (-5.0cm)	通常運転低水位制限値 (保安規定下限値)	水位低下要因の復旧ができない場合、 手動スクラムし、減圧する。																																																																								
3.25 (-35.6cm)	ベント管凝縮限界	この水位以下になると、圧力抑制機能喪失。																																																																								

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p><u>添付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</u> (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)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p style="text-align: center;"><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></p> <p><u>1. 火災</u> 課長（保修管理）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、保修部長の確認、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。</p> <p><u>1. 1 専用回線を使用した通報設備の設置</u> 課長（保修管理）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。</p> <p><u>1. 2 要員の配置</u> (1) 課長（保修管理）は、火災の発生により災害（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。 (2) 課長（技術）は、火災の発生により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107条（原子力防災組織）に定める必要な要員を配置する。 (3) 課長（保修管理）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。 ア. 火災予防活動に関する要員 各建物、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。 イ. 消火要員 連絡責任者、運転員、自衛消防隊長、消防チームによる消火要員として、10名以上を発電所に常駐させる。 ウ. 自衛消防組織 (ア) 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、所長を本部長とした自衛消防組織を設置する。 (イ) 自衛消防組織は、9つの班および自衛消防隊で構成され、各班および自衛消防隊には、責任者である班長および自衛消防隊長を配置する。 (ウ) 本部長は、自衛消防組織が行う活動に対し、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。</p> <p><u>1. 3 教育訓練の実施</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。 (1) 火災防護教育 課長（保修管理）は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防チームに対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規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

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>ア. 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></p> <p><u>イ. 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></p> <p><u>(ア) 外部火災発生時の予防散水に関する教育訓練</u></p> <p><u>(イ) 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給気隔離弁および排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止または中央制御室の系統隔離運転モードへの切替えの実施により、建物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></p> <p><u>(ウ) 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></p> <p><u>(エ) 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><u>ウ. 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></p> <p><u>課長（保修管理）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、消防チームに対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>(3) 運転員に対する教育訓練</u></p> <p><u>課長（第一発電）は、運転員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。</u></p> <p><u>(4) 消防訓練（防火対応）</u></p> <p><u>課長（保修管理）は、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、消防チームに対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。</u></p> <p><u>1. 4 資機材の配備</u></p> <p><u>(1) 課長（保修管理）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) 課長（保修管理）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>ア. 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>イ. 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>深層防護の概念に基づく火災防護対策</u></p> <p><u>ウ. 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>エ. その他の原子炉施設については, 消防法, 建築基準法, 一般社団法人 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>オ. 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) 課長(保修管理)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ために必要な体制の整備として, 以下の活動を実施することを手順書に定める。</u></p> <p><u>ア. 消火活動</u></p> <p><u>各課長または当直長は, 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。</u></p> <p><u>イ. 消火設備故障時の対応</u></p> <p><u>当直長は, 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。</u></p> <p><u>ウ. 消火設備のうち, 自動ガス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>(ア) 当直長は, 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, 自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 当直長は, 自動ガス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>エ. 消火設備のうち, 手動操作による固定式ガス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>(ア) 当直長は, 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>(イ) 当直長は, 消火が困難な場合, 職員の退避確認後に固定式ガス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>オ. 格納容器内における火災発生時の対応</u></p> <p><u>当直長は, 原子炉の起動中および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, 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。</u></p> <p><u>カ. 単一故障も想定した中央制御室または補助盤室盤内における火災発生時の対応(中央制御室または補助盤室の制御盤1面の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。)</u></p> <p><u>(ア) 当直長は, 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。また, 補助盤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, 二酸化炭素消火器を用いた消火活動または全域ガス消火設備による消火を行い, 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>き</u> 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><u>(イ)</u> 当直長は、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><u>キ</u>、<u>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</u> <u>当直長は、換気空調設備の運転状態の確認および換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</u></p> <p><u>ク</u>、<u>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</u> <u>固定式ガス消火設備による消火後、消火要員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、換気空調設備、可搬型排煙装置により換気し入室する。</u></p> <p><u>ケ</u>、<u>消火用水の最大放水量の確保</u> <u>課長（保修管理）は、水源である補助消火水槽および4.4m盤消火タンクには、最大放水量120m³、4.5m盤消火タンクおよび5.0m盤消火タンクには、最大放水量84m³ならびにサイトバンカ建物消火タンクには、最大放水量31.2m³に対して、十分な水量を確保する。</u></p> <p><u>コ</u>、<u>防火帯の維持・管理</u> <u>課長（保修管理）は、防火帯の維持・管理を実施する。</u></p> <p><u>サ</u>、<u>外部火災によるばい煙発生時の対応</u> <u>当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、給気隔離弁および排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止または中央制御室の系統隔離運転モードへの切替えの実施による建物内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</u></p> <p><u>シ</u>、<u>外部火災による有毒ガス発生時の対応</u> <u>当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、給気隔離弁および排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止または中央制御室の系統隔離運転モードへの切替えの実施による建物内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</u></p> <p><u>ス</u>、<u>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</u> <u>課長（放射線管理）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。</u></p> <p><u>セ</u>、<u>油貯蔵設備の運用</u> <u>課長（保修管理）は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</u></p> <p><u>ソ</u>、<u>火災予防活動（巡視点検）</u> <u>各課長および当直長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</u></p> <p><u>タ</u>、<u>火災予防活動（可燃物管理）</u> <u>課長（保修管理）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）</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>および重大事故等対処施設を設置する火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物管理を実施する。</p> <p>チ. 火災予防活動（火気作業等の管理）</p> <p>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>ツ. 延焼防止</p> <p>課長（保修管理）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>テ. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p> <p>各課長または当直長は、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、原子炉主任技術者および各部長に報告する。</p> <p>ト. 地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>各課長または当直長は、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、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に報告する。</p> <p>ナ. 定事検停止時等における運用管理</p> <p>課長（保修管理）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>ニ. 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>ヌ. 火災影響評価条件の変更の要否確認</p> <p>（ア）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、課長（保修管理）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>課長（保修管理）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、</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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。</u></p> <p><u>(イ) 外部火災影響評価</u></p> <p><u>課長（保修管理）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。</u></p> <p><u>1. 6 定期的な評価</u></p> <p><u>(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、課長（保修管理）に報告する。</u></p> <p><u>(2) 課長（保修管理）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。</u></p> <p><u>1. 7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</u></p> <p><u>当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</u></p> <p><u>2. 内部溢水</u></p> <p><u>課長（技術）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、技術部長の確認、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。</u></p> <p><u>2. 1 要員の配置</u></p> <p><u>課長（技術）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107条に定める必要な要員を配置する。</u></p> <p><u>2. 2 教育訓練の実施</u></p> <p><u>溢水発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。</u></p> <p><u>(1) 課長（保修技術）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。</u></p> <p><u>(2) 課長（第一発電）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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>2. 3 資機材の配備</u> 各課長は、<u>溢水発生時に使用する資機材を配備する。</u></p> <p><u>2. 4 手順書の整備</u> <u>(1) 課長（第一発電）および課長（保修技術）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ために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</u></p> <p><u>ア. 溢水発生時の措置に関する手順</u> <u>(ア) 当直長は、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。</u> <u>(イ) 当直長は、燃料プール冷却系や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燃料プールの注水および冷却の措置を行う。</u></p> <p><u>イ. 運転時間実績管理</u> 課長（保修技術）は、<u>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系統についての運転時間実績管理を行う。</u></p> <p><u>ウ. 水密扉の閉止状態の管理</u> 当直長は、<u>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、各課長または当直長は、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></p> <p><u>エ. 屋外タンクの運用の管理</u> 各課長または当直長は、<u>防護すべき設備が設置される建物等へ溢水が流入することを防ぐため、必要な屋外タンク（1号処理水受入タンク、1号補助サージタンク、3号代替注水槽、3号地上式淡水タンク（A）（B）、3号補助消火水槽（A）（B）、1号復水貯蔵タンク、2号補助復水貯蔵タンク、2号トラス水受入タンク、3号復水貯蔵タンクおよび3号補助復水貯蔵タンク）の水量を常時管理する。</u></p> <p><u>オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u> 各課長または当直長は、<u>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。</u></p> <p><u>カ. 蒸気漏えいに対する管理</u> 各課長は、<u>原子炉建物内における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。</u></p> <p><u>キ. 排水誘導経路に対する管理</u> 当直長は、<u>排水を期待する設備の状態監視を行う。また、課長（保修技術）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。</u></p> <p><u>ク. 排水作業に関する手順</u> 当直長または各課長は、<u>溢水発生後の滞留区画等での排水作業を行う。</u></p> <p><u>ケ. 定期事業者検査停止時等における運用管理</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>課長（保修技術）は、定期事業者検査停止時等の作業に伴う防護すべき設備の不待機、扉の開放、堰の取り外し等、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>コ. 施設管理、点検</p> <p>（ア）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。</p> <p>（イ）各課長は、浸水防護施設を維持するため、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>サ. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>課長（保修技術）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。</p> <p>2. 5 定期的な評価</p> <p>（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、課長（技術）に報告する。</p> <p>（2）課長（技術）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>2. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p> <p>当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>3. 火山影響等、積雪</p> <p>課長（技術）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、技術部長の確認、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。</p> <p>3. 1 要員の配置</p> <p>（1）課長（技術）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。</p> <p>（2）課長（技術）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107条に定める必要な要員を配置する。</p> <p>また、所長は、降灰予報等により島根原子力発電所を含む地域（松江市）への多量の降灰が</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> <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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>予想される場合、手順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>3. 2 教育訓練の実施 <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) 課長（技術）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) 課長（第一発電）は、運転員に対して、火山影響等発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を実施する。</u> <u>(3) 各課長は、所属員に対して、火山防護対策設備の施設管理、点検に関する教育訓練を実施する。</u> <u>(4) 課長（技術）は、緊急時対策要員に対して、火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）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>3. 3 資機材の配備 <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や防護具等を配備する。</u> <u>(2) 課長（原子炉）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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）の着脱可能なフィルタ（300メッシュ。以下「改良型フィルタ」という。）その他必要な資機材を配備する。</u></p> <p>3. 4 手順書の整備 <u>課長（技術）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ために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</u> <u>(1) 降下火砕物の侵入防止</u> <u>当直長は、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給気隔離弁の閉止、空調換気設備の停止または系統隔離運転モードにより建物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物等について、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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）の機能を維持するための対策</u> <u>火山影響等発生時において、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>発電機を除く。）への改良型フィルタの取付けを実施する。</u></p> <p><u>ア. 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）への改良型フィルタ取付け</u> <u>課長（原子炉）は、フィルタの取付けが容易な改良型フィルタを取り付ける。</u></p> <p><u>（ア）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」）により島根原子力発電所を含む地域（松江市）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></p> <p><u>（4）高圧原子炉代替注水系を用いた炉心を冷却するための対策</u> <u>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圧原子炉代替注水系を使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>ア. 高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却</u> <u>当直長は、原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は、高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却を行う。</u></p> <p><u>（ア）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>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>ア. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却</u> <u>当直長は、原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却を行う。</u></p> <p><u>（ア）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>火山影響等発生時において緊急時対策所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>ア. 緊急時対策所の居住性確保</u> <u>各課長は、緊急時対策所扉の開放により居住性を確保し、降下火砕物の侵入を防止するため、仮設フィルタを設置する。</u></p> <p><u>（ア）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」）により島根原子力発電所を含む地域（松江市）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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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></p> <p><u>(7) 通信連絡設備に関する対策</u></p> <p><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A系の機能が喪失した場合においては、原子炉建物内に配置した高圧発電機車から緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</u></p> <p><u>ア. 高圧発電機車の準備作業</u></p> <p><u>各課長は、高圧発電機車を降下火砕物の影響を受けない原子炉建物内へ移動し準備作業を行う。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により島根原子力発電所を含む地域（松江市）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></p> <p><u>イ. 高圧発電機車からの給電作業</u></p> <p><u>各課長および当直長は、高圧発電機車からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</u></p> <p><u>(ア) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>高圧発電機車による給電開始は、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A系からの受電が不能となった場合</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>・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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考																									
	<p style="text-align: center;"><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="1448 275 2540 898"> <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) ア.</td> <td>非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フィルタ取付け※1</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>8</td> <td>45分</td> </tr> <tr> <td>(4) ア.</td> <td>高圧原子炉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>10分</td> </tr> <tr> <td>(5) ア.</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) ア. イ.</td> <td>高圧発電機車の準備作業および給電作業</td> <td>運転員 (中央制御室, 現場), 緊急時対策要員</td> <td>7</td> <td>1時間50分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班4名で2班が並行で実施する。</p> <p>(8) 代替設備の確保 各課長または当直長は、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) 降灰時の原子炉施設への影響確認 各課長または当直長は、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物等について、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>(10) 施設管理、点検 各課長は、火山防護対策設備について、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。</p> <p>3. 5 定期的な評価 (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、課長(技術)に報告する。 (2) 課長(技術)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 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は、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</p>	作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3) ア.	非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フィルタ取付け※1	緊急時対策要員	8	45分	(4) ア.	高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	10分	(5) ア.	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) ア. イ.	高圧発電機車の準備作業および給電作業	運転員 (中央制御室, 現場), 緊急時対策要員	7	1時間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) ア.	非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フィルタ取付け※1	緊急時対策要員	8	45分																							
(4) ア.	高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	10分																							
(5) ア.	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) ア. イ.	高圧発電機車の準備作業および給電作業	運転員 (中央制御室, 現場), 緊急時対策要員	7	1時間50分																							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準</p> <p>ア. 火山影響等発生時において、発電所を含む地域（松江市）に降灰予報「多量」が発表された場合</p> <p>イ. 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、保安規定第57条の3に定める外部電源3回線のうち、1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</p> <p>3. 7 その他関連する活動</p> <p>(1) 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>ア. 新たな知見の収集、反映</p> <p>電源事業本部部長（原子力安全技術）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。</p> <p>4. 地震</p> <p>課長（技術）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、技術部長の確認、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。</p> <p>4. 1 要員の配置</p> <p>(1) 課長（技術）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。</p> <p>(2) 課長（技術）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107条に定める必要な要員を配置する。</p> <p>4. 2 教育訓練の実施</p> <p>地震発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。</p> <p>(1) 課長（技術）、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。</p> <p>(2) 課長（第一発電）、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。</p> <p>4. 3 資機材の配備</p> <p>各課長は、地震発生時に使用する資機材を配備する。</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> <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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>4. 4 手順書の整備</u></p> <p><u>(1) 課長(技術)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ために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</u></p> <p><u>ア. 波及的影響防止に関する手順</u></p> <p><u>(ア) 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></p> <p><u>(イ) 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、設計基準対象施設のうち耐震重要施設(Sクラスの施設)、その間接支持構造物および屋外重要土木構造物、重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備および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)ならびにこれらが設置される常設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^{※1}の波及的影響(4つの観点^{※2}および溢水・火災の観点)を防止する。</u></p> <p><u>※1: 耐震重要施設等以外の施設をいう。</u></p> <p><u>※2: 4つの観点とは、以下をいう。</u></p> <p><u>a. 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></p> <p><u>b. 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></p> <p><u>c. 建物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></p> <p><u>d. 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></p> <p><u>イ. 設備の保管に関する手順</u></p> <p><u>(ア) 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></p> <p><u>(イ) 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></p> <p><u>ウ. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u></p> <p><u>各課長または当直長は、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、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>エ. 代替設備の確保</u></p> <p><u>各課長または当直長は、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、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>4. 5 定期的な評価</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(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、課長（技術）に報告する。</p> <p>(2) 課長（技術）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><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> 当直長は、地震の影響により、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p><u>4. 7 その他関連する活動</u> (1) 2号炉について、電源事業本部部长（原子力安全技術）は、以下の活動を実施することを手順書に定める。 ア. <u>新たな知見等の収集、反映</u> 電源事業本部部长（原子力安全技術）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。 イ. <u>波及的影響防止</u> 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、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。 ウ. <u>地震観測および影響確認</u> (ア) 電源事業本部部长（原子力安全技術）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、必要に応じて、地震観測網の拡充を計画する。 (イ) 電源事業本部部长（原子力安全技術）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。</p> <p><u>5. 津波</u> 課長（技術）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、技術部長の確認、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。</p> <p><u>5. 1 要員の配置</u> (1) 課長（技術）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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(2) 課長(技術)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107条に定める必要な要員を配置する。</p> <p>5. 2 教育訓練の実施 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。</p> <p>(1) 課長(技術)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。</p> <p>(2) 課長(第一発電)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。</p> <p>(3) 各課長は、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。</p> <p>5. 3 資機材の配備 各課長は、津波発生時に使用する資機材を配備する。</p> <p>5. 4 手順書の整備 (1) 課長(技術)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ために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>ア. 津波の来襲が予想される場合の対応</p> <p>(ア) 当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始するとともに、原子炉補機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、原則として津波到達予想時刻5分前までに、常用系海水ポンプ(循環水ポンプ)を停止する。また、取水槽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、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。</p> <p>(イ) 各課長は、燃料等輸送船、その他の作業船、貨物船等に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、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。また、取水口、津波防護施設等の機能に影響を及ぼす可能性のある船舶については、緊急離岸できない場合を想定し、着岸時には耐震性を有する係船柱への係留を実施する。</p> <p>(ウ) 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。</p> <p>(エ) 各課長は、荷揚場周辺の漂流物となる可能性のある車両等のうち、取水口、津波防護施設等の機能に影響を及ぼす可能性のあるものに関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、漂流物化防止対策を実施し、作業員の退避に関する措置を実施する。</p> <p>(オ) 当直長は、津波監視カメラおよび取水槽水位計による津波の来襲状況の監視を実施する。</p> <p>イ. 防波扉および水密扉の閉止状態の管理 当直長は、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、防波扉および必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長または当直長は、防波扉および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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>ウ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</u> 各課長または当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、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。</p> <p><u>エ. 施設管理、点検</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。</p> <p><u>オ. 津波評価条件の変更の要否確認</u> (ア) 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。 (イ) 課長（技術）は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</p> <p><u>カ. 代替設備の確保</u> 各課長または当直長は、津波の来襲により、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><u>5. 5 定期的な評価</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、課長（技術）に報告する。 (2) 課長（技術）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><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> 当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p><u>5. 7 その他関連する活動</u> (1) 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、以下の活動を実施することを手順書に定める。 <u>ア. 新たな知見の収集、反映</u> 電源事業本部部长（原子力安全技術）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。</p> <p><u>6. 竜巻</u> 課長（技術）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、技術部長の確認、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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考						
	<p>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。</p> <p><u>6. 1 要員の配置</u></p> <p>(1) 課長（技術）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。</p> <p>(2) 課長（技術）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107条に定める必要な要員を配置する。</p> <p><u>6. 2 教育訓練の実施</u></p> <p>竜巻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。</p> <p>(1) 課長（技術）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。</p> <p>(2) 課長（第一発電）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。</p> <p>(3) 各課長は、所属員に対して、竜巻防護対策設備の管理、点検に関する教育訓練を実施する。</p> <p><u>6. 3 資機材の配備</u></p> <p>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。</p> <p><u>6. 4 手順書の整備</u></p> <p>課長（技術）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ために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>(1) 飛来物管理の手順</p> <p>ア. 各課長は、衝突時に建物、竜巻防護対策設備等に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物※¹（極小飛来物である砂利を除く。）よりも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。</p> <p>イ. 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。</p> <p>※1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1389 1665 2602 1875"> <tr> <td>飛来物の種類</td> <td>鋼製材</td> </tr> <tr> <td>寸法 (m)</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2</td> </tr> <tr> <td>質量 (kg)</td> <td>135</td> </tr> </table>	飛来物の種類	鋼製材	寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	質量 (kg)	135	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
飛来物の種類	鋼製材							
寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2							
質量 (kg)	135							

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(2) 竜巻の襲来が予想される場合の対応</p> <p>ア. 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。</p> <p>イ. 各課長は、炉心変更、原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業および屋外におけるクレーン作業を中止し、取水槽ガントリークレーンについては、係留位置に移動する。</p> <p>ウ. 当直長は、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、各課長または当直長は、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。</p> <p>(3) 代替設備の確保</p> <p>各課長または当直長は、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。</p> <p>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>各課長または当直長は、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。</p> <p>(5) 施設管理、点検</p> <p>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。</p> <p>6. 5 定期的な評価</p> <p>(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、課長（技術）に報告する。</p> <p>(2) 課長（技術）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>6. 6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p> <p>当直長は、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判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6. 7 その他関連する活動</p> <p>(1) 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>ア. 新たな知見の収集、反映</p> <p>電源事業本部部長（原子力安全技術）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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>7. 有毒ガス</u> <u>課長（技術）は、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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、技術部長の確認、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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) 課長（技術）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) 課長（技術）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107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) 課長（放射線管理）は、全所員に対して、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する要員の防護のための活動に係る教育訓練を定期的実施する。</u> <u>(2) 課長（放射線管理）は、重大事故等に対処する要員、立会人および終息活動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定期的実施する。</u></p> <p><u>7. 3 資機材の配備</u> <u>各課長は、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する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) 課長（放射線管理）は、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</u> <u>ア. 有毒ガス防護の確認に関する手順</u> <u>(ア) 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。）に対して、(イ)項、(ウ)項およびウ. 項の実施により、重大事故等に対処する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>(イ) 課長（放射線管理）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および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源の見直しがある場合は、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。可動源の見直しがある場合は、必要な有毒ガス防護を実施する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(ウ) 各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する堰および覆い（以下「防液堤等」という。）について、適切に運用管理を実施する。</u></p> <p><u>イ. 有毒ガス発生時の防護に関する手順</u></p> <p><u>(ア) 当直長および各課長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室空調換気系および緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。</u></p> <p><u>(イ) 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>ウ. 施設管理、点検</u></p> <p><u>各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、有毒ガス影響を軽減する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>7. 5 定期的な評価</u></p> <p><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、課長（技術）に報告する。</u></p> <p><u>(2) 課長（技術）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></p> <p><u>当直長は、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、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と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> <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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(なし)</p>	<p><u>添付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 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p style="text-align: center;"><u>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</u></p> <p>本「実施基準」は、<u>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す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>また、<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については、表1から表19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、手順書に定める。</u></p> <p><u>1. 重大事故等対策</u></p> <p>(1) <u>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>(2) <u>電源事業本部部長（原子力管理）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選任・解任および職務等に関する運用手順書」に定める。</u></p> <p>ア. <u>原子炉主任技術者は、緊急時対策本部において、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>イ. <u>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、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</u></p> <p>ウ. <u>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、緊急時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>エ. <u>重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに緊急時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（松江市）に原子炉主任技術者または代行者1名を配置する。</u></p> <p>オ. <u>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>(3) <u>課長（技術）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、技術部長の確認、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>(4) <u>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19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)ア.の要員にこの手順を遵守させる。</u></p> <p>(5) <u>電源事業本部部長（原子力管理）は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における本社</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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。</p> <p>1. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</p> <p>(1) 体制の整備</p> <p>ア. 課長（技術）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手順書に定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</p> <p>(ア) 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およびその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、緊急時体制を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集および通報連絡を行い、第107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緊急時対策本部の体制を整え対処する。</p> <p>(イ) 所長は、緊急時対策本部長として、緊急時対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。指揮者である緊急時対策本部長が不在の場合に備え、副原子力防災管理者の中からあらかじめ定めた順位で代行者を指定する。</p> <p>(ウ) 緊急時対策本部は、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>(エ) 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当直の機能を明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長および当直副長を配置する。</p> <p>(オ) 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、統括および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。</p> <p>(カ) 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、速やかに緊急時体制を発令するとともに電源事業本部長（原子力管理）へ報告する。</p> <p>(キ) 実施組織は、プラント監視統括および復旧統括を配置し、プラント監視統括のもと、プラント監視班、当直、復旧統括のもと、復旧班、自衛消防隊により構成し、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>a. プラント監視統括は、事故状況の把握の統括ならびに事故の影響緩和および拡大防止に必要な運転上の操作への助言を行う。</p> <p>b. プラント監視班は、当直からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>る当直への情報提供を行う。</p> <p>c. 当直は、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>d. 復旧統括は、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧および消火活動の統括を行う。</p> <p>e. 復旧班は、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と操作ならびに不具合設備の復旧を行う。</p> <p>f. 自衛消防隊は、火災発生時における消火活動を行う。</p> <p>(ク) 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>a. 緊急時対策本部は、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、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の統括ならびに事故の影響緩和および拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧および消火活動の統括を行う。</p> <p>b. 複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所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、1号炉については、1号炉の燃料プールに燃料が保管されているため、1号炉運転員により1号炉の燃料プールの監視を行うとともに、対応作業までは時間的余裕があるため、平日の時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間および休日(平日の勤務時間帯以外)においては参集する緊急時対策要員で対応する。</p> <p>c. 複数号炉の同時被災時において、当直は号炉ごとの運転操作指揮を2号炉は当直副長、1号炉は当直主任が行い、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>d. 原子炉主任技術者は、2号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。</p> <p>(ケ) 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>a. 技術支援組織は、技術統括を配置し、技術班および放射線管理班で構成する。</p> <p>(a) 技術統括は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析および評価の統括、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成の統括、発電所内外の放射線、放射性物質濃度の状況把握に係る測定の実施を行う。</p> <p>(b) 技術班は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析および評価、原子炉の事故の影響緩和および拡大防止に必要な運転に関する技術的措置、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成を行う。</p> <p>(c) 放射線管理班は、発電所内外の放射線および放射性物質濃度の状況把握に係る測定、放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立入禁止措置、退去措置、除染等の放射線管理ならびに重大事故等に対処する要員・退避者の線量評</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>価および汚染拡大防止措置・除染を行う。</p> <p>b. 運営支援組織は、広報統括、情報統括および支援統括を配置し、報道班、<u>対外対応班、情報管理班、通報班、支援班および警備班で構成する。</u></p> <p>(a) <u>広報統括は、報道機関対応支援、対外対応活動の統括を行う。</u></p> <p>(b) <u>報道班は、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う。</u></p> <p>(c) <u>通報班は、関係機関への通報連絡等を行う。</u></p> <p>(d) <u>対外対応班は、自治体からの問合せ対応、自治体派遣者の支援を行う。</u></p> <p>(e) <u>情報統括は、関係機関への通報連絡、情報管理等の統括を行う。</u></p> <p>(f) <u>情報管理班は、情報の収集、共有等を行う。</u></p> <p>(g) <u>支援統括は、緊急時対策本部の運営支援、警備対応の統括を行う。</u></p> <p>(h) <u>支援班は、緊急時対策本部の運営支援、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材および輸送手段の確保、救出・医療活動を行う。</u></p> <p>(i) <u>警備班は、出入り管理および警備当局対応、緊急車両の誘導を行う。</u></p> <p>(コ) <u>地震の影響による通信障害等が発生し、要員招集システムまたは電話を用いて非常招集連絡ができない場合でも、松江市で震度6弱以上の地震の発生により、重大事故等に対処する要員は社内規程に基づき発電所に自動参集する。</u></p> <p>(サ) <u>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。</u></p> <p>a. <u>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、発電所内に緊急時対策要員31名、2号炉運転員7名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊7名の合計45名を確保する。</u></p> <p>b. <u>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。</u></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>c. <u>重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、緊急時対策所に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。</u></p> <p>d. <u>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、特定の重大事故等に対処する要員に被ばくが集中しないように、重大事故等に対処する要員を確保する。</u></p> <p>e. <u>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。</u></p> <p>(シ) <u>夜間および休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(ス) 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>a. 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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線連絡設備等を備えた緊急時対策所</p> <p>b. 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、有線式通信設備、無線通信設備、衛星電話設備等</p> <p>c. 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>(セ) 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>a. 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に接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行う。</p> <p>b. 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、緊急時対策本部の情報管理班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、緊急時対策総本部と緊急時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に接続する通信連絡設備および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>c. 緊急時対策総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緊急時対策総本部で実施し、緊急時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>イ. 電源事業本部部長（原子力管理）は、以下に示す緊急時対策総本部の役割分担および責任者等を手順書に定め、体制を確立する。</p> <p>(ア) 電源事業本部部長（原子力管理）は速やかに社長に報告し、社長は本社における緊急時体制を発令する。</p> <p>(イ) 社長は、本社における緊急時体制を発令した場合、速やかに本社の原子力施設事態即応センターに緊急時対策総本部を設置し、緊急時対策総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、緊急時対策総本部の副総本部長がその職務を代行する。緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、中国電力株式会社および中国電力ネットワーク株式会社のことをいう）での体制とし、緊急時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。緊急時対策総本部は、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、社長を緊急時対策総本部長とした指揮命令系統を明確にし、緊急時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。緊急時対策総本部は、緊急時対策本部からの情報収集および社内関係箇所への連絡、発電所からの情報およびメーカ等からの情報に基づいた応急措置の検討等を行う統括班、発電所外の放射線レベル、環境への放出放射エネルギーおよび周辺公衆の線量評価を行う放射線班、プラント状況、設備損傷の状況、漏えい量等の情報の入手、事故規模の評価等を行う技術班、プレス発表文の作</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>成, 想定Q & Aの作成, プレス発表会場の設置, プレス発表等を行う広報班, 食料等の調達, 宿泊施設の手配等を行う総務班, 警備関係を行う警備班, 応急復旧用資機材および輸送手段の確保, その他必要な物品の調達を行う資材班, 従業員・応援者の健康管理, 作業服の調達を行う労務班, 送電設備被害・復旧状況の把握, 送電設備の応急措置, 復旧対策の検討, 発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用を行う外部電源復旧班, 保安通信回線の確保等を行う通信班, 情報共有システムの維持管理を行う情報システム班, 原子力事業所災害対策支援拠点の設営, 運営, 原子力事業所災害対策支援拠点から原子力施設への資機材の調達, 輸送, その他原子力災害対策活動の後方支援を行う支援班, 原子力防災活動における関係自治体との連携, 原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携を行う地域対応班で構成する。</p> <p>(ウ) 本社統括班長は, 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うえで原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。本社支援班長は, 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, 資機材等の支援を実施する。</p> <p>(エ) 緊急時対策総本部は, 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>ウ. 電源事業本部部長(原子力管理)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, 緊急時対策総本部が中心となり, 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継続して構築する。</p> <p>(2) 教育訓練の実施</p> <p>ア. 力量の付与のための教育訓練</p> <p>各課長は, 重大事故等対処設備を設置もしくは改造する場合, 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)までにまたは運転員もしくは緊急時対策要員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, 手順書に基づき実施する。</p> <p>(ア) 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, 「ウ. 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, 運転員および緊急時対策要員の役割に応じた教育訓練を実施する。</p> <p>(イ) 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>法により、力量の付与方法の妥当性を確認する。</u></p> <p><u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練</u></p> <p><u>各課長は、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></p> <p><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た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、手順書に基づき実施する。</u></p> <p><u>(ア) 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>a. 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。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、教育訓練を年2回以上実施する。</u></p> <p><u>b. 重大事故等に対処する要員に対し、役割に応じ実施するa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>(イ) 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>a. 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、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>b. 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>c. 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、普段から保守点検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、予備品等について熟知する。</u></p> <p><u>運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期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>d. (ア) a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、夜間および降雨、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>e. 設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報および手順書を用いた事故時対応訓練を行う。</u></p> <p><u>ウ. 成立性の確認訓練</u></p> <p><u>課長（技術）および課長（第一発電）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。</u></p> <p><u>また、運転員および緊急時対策要員に対し、以下の成立性の確認訓練を手順書に基づき実</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>施する。</p> <p><u>(ア) 成立性の確認訓練を以下の a 項, b 項に定める頻度, 内容で計画的に実施する。</u></p> <p><u>a. 中央制御室主体の操作に係る成立性確認</u></p> <p><u>(a) 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 I から VIII 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> <p><u>I 高圧・低圧注水機能喪失</u> <u>II 高圧注水・減圧機能喪失</u> <u>III 全交流動力電源喪失 (TBU)</u> <u>IV 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)</u> <u>V 原子炉停止機能喪失</u> <u>VI 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</u> <u>VII 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合</u> <u>VIII 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱</u></p> <p><u>(b) 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手順書に定め, 当直副長の指示の下, 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><u>I 重要事故シーケンスに応じた対応において, 当直副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> <u>II 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> <u>III 手順書に従い確実な対応ができること</u></p> <p><u>b. 現場主体の操作に係る成立性確認</u></p> <p><u>(a) 技術的能力の成立性確認</u> <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, 運転員および緊急時対策要員を対象に年 1 回以上実施する。</u></p> <p><u>(b) 机上訓練による有効性評価の成立性確認</u> <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 I から IV の重要事故シーケンスについて, 緊急時対策要員を対象に年 1 回以上実施する。</u></p> <p><u>I 全交流動力電源喪失 (TBP)</u> <u>II 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合</u> <u>III 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>去系を使用しない場合</u></p> <p><u>IV 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>（c）現場訓練による有効性評価の成立性確認</u></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IIまたはIIIの重要事故シーケンスに、IおよびIV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、運転員および緊急時対策要員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>I 全交流動力電源喪失（TBP）</u></p> <p><u>II 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合</u></p> <p><u>III 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合</u></p> <p><u>IV 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><u>（d）成立性の確認の評価方法</u></p> <p><u>I 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><u>II 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手順書に定め、満足することを評価する。</u></p> <p><u>III 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手順書に定め、満足することを評価する。</u></p> <p><u>IV （a）および（c）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。</u></p> <p><u>なお、（c）の成立性確認は（IV）項、（V）項は適用しない。</u></p> <p><u>（I）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>（II）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>（III）訓練用のモックアップがある場合は、（II）項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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>慮する。</p> <p>(IV) 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、次工程の作業・操作を実施する。</p> <p>(V) 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。</p> <p>(イ) 成立性の確認結果を踏まえた措置</p> <p>a. 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</p> <p>成立性の確認により、役割に応じた必要な力量（以下（イ）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。</p> <p>(a) 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。</p> <p>(b) 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。</p> <p>b. 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合</p> <p>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。</p> <p>(a) 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。</p> <p>(b) 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。</p> <p>(c) (b) 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。</p> <p>(d) 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。</p> <p>(e) (d) 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。</p> <p>(3) 資機材の配備</p> <p>ア. 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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>イ. 電源事業本部部長（原子力管理）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>1. 2 <u>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>ア. 各課長は、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手順書に定める。</u></p> <p><u>(ア) 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（以下「アクセスルート」という。）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のないよう、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>(イ) 屋外および屋内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かかわらず、国内外の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・土石流、火山の影響および生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。</u></p> <p><u>(ウ) 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かかわらず、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、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、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>(エ) 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>にない設備については、予備も含めて分散させる。</p> <p>(オ) 障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる緊急時対策要員を確保する。</p> <p>(カ) 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、現場との通信連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p> <p>イ. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>課長（保修管理）および課長（土木）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手順書に定める。</p> <p>(ア) 屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所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、軽油タンクおよびその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>(イ) 屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、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認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用する。</p> <p>(ウ) 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、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。</p> <p>(エ) 津波の影響については、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する。</p> <p>(オ) 地滑り・土石流に対して、複数のアクセスルート確保に加え、地滑り・土石流の影響を受けないアクセスルートを確認する。</p> <p>(カ) 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（航空機衝突）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガスおよび船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。</p> <p>(キ) 森林火災については、防火帯内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む）にアクセスルートを確認する。</p> <p>(ク) 周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ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。</p> <p>(ケ) 地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>(コ) 液状化、揺すり込みによる不等沈下および地中埋設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、アクセスルートに影響がある場合は、あらかじめ段差緩和対策等を実施する。</p> <p>(サ) 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、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧により、通行性を確保する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(シ) <u>アクセスルート上の風(台風)および竜巻による飛来物、積雪ならびに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。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、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。</u></p> <p>ウ. <u>屋内アクセスルートの確保</u> 課長(保修管理)は、<u>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手順書に定める。</u></p> <p>(ア) <u>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>(イ) <u>地震、津波およびその他想定される自然現象による影響ならびに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>(ウ) <u>重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動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措置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</u></p> <p>(エ) <u>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>(オ) <u>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>(2) <u>復旧作業に係る事項</u></p> <p>ア. <u>予備品等の確保</u> 課長(保修管理)は、<u>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手順書に定める。</u></p> <p>(ア) <u>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>(イ) <u>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>(ウ) <u>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>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。</u></p> <p><u>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ホイールローダ等の重機および夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>イ. 保管場所</u> <u>課長（保修管理）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、保管することを手順書に定める。</u></p> <p><u>ウ. アクセスルートの確保</u> <u>（１）「アクセスルートの確保」と同じ。</u></p> <p><u>（３）支援に係る事項</u> <u>各課長および電源事業本部部長（原子力管理）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手順書に定める。</u></p> <p><u>ア. 各課長および電源事業本部部長（原子力管理）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、協力会社および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、協議および合意のうえ、外部からの支援計画を策定する。重大事故等発生後、緊急時対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束および復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束および復旧対策に必要な要員等の支援、燃料および資機材の輸送支援ならびに燃料供給会社からは燃料の供給支援および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></p> <p><u>イ. 電源事業本部部長（原子力管理）は、他の原子力事業者より、支援に係る要員の派遣、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、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日間までに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。）および緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。</u> <u>さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書および緊急時対策本部のうち実施組織</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(当直以外)が使用する手順書に分類して整備する。</p> <p>ア. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)は、すべての交流動力電源および常設直流電源システムの喪失、安全系の機器または計測器類の多重故障、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緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>イ. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)は、パラメータを計測する計器故障または計器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緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>具体的には、表15「15. 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>ウ. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)は、炉心の著しい損傷および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および緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>(ア) 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</p> <p>(イ) 炉心の著しい損傷または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</p> <p>(ウ) 格納容器圧力が限界圧力に達する前、または、格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるようにする判断基準</p> <p>(エ) 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設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準</p> <p>(オ) 炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対策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</p> <p>(カ) 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</p> <p>エ. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)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。</p> <p>(ア) 課長(第一発電)は、重大事故等発生時の運転操作において、当直副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。</p> <p>(イ) 課長(燃料技術)は、重大事故等発生時の緊急時対策本部の活動において、緊急時対策本部長が方針にしたがった判断を実施するための判断基準を緊急時対策本部用手順書に定める。</p> <p>オ. 課長(第一発電)および課長(燃料技術)は、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、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緊急時対策本部用手順書を適切に定める。</p> <p>(ア) 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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>a. <u>設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置</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></p> <p>b. <u>事故時操作要領書（事象ベース）</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></p> <p>c. <u>事故時操作要領書（徴候ベース）</u> <u>事故の起因事象を問わず、事故時操作要領書（事象ベース）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></p> <p>d. <u>事故時操作要領書（シビアアクシデント）</u> <u>事故時操作要領書（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></p> <p>e. <u>AM設備別操作要領書</u> <u>事故時操作要領書（徴候ベース）および事故時操作要領書（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></p> <p><u>(イ) 緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時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></p> <p><u>(ウ) 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></p> <p>a. <u>異常または事故の発生時、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」により初期対応を行う。</u></p> <p>b. <u>事象が進展した場合には、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」の記載に従い、事故時操作要領書（事象ベース）に移行する。</u></p> <p>c. <u>「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」または事故時操作要領書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、格納容器の健全性）を常に監視し、事故時操作要領書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、事故時操作要領書（徴候ベース）に移行する。</u></p> <p>d. <u>事故時操作要領書（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、事故時操作要領書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については事故時操作要領書（事象ベース）を参照する。</u></p> <p>e. <u>異常または事故が収束した場合は、事故時操作要領書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</u></p> <p>f. <u>事故時操作要領書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至るおそれ</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>がある場合、または炉心損傷に至った場合は、事故時操作要領書（シビアアクシデント）に移行する。</p> <p>カ. 課長（第一発電）および課長（燃料技術）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緊急時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。</p> <p>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</p> <p>（ア）監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転操作手順書および緊急時対策本部用手順書に定めること。</p> <p>（イ）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運転操作手順書に定めること。</p> <p>（ウ）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運転操作手順書および緊急時対策本部用手順書に定めること。</p> <p>（エ）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緊急時対策本部用手順書に定めること。</p> <p>（オ）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、状況の把握および事象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。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に定めること。</p> <p>キ. 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き、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。</p> <p>（ア）課長（第一発電）および課長（技術）は、大津波警報が発令された場合、原子炉の停止および冷却操作を行う手順、所員の高台への避難指示、水密扉の閉止確認を行い、津波監視カメラおよび取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。また、引き波により取水槽水位が低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する手順を整備する。</p> <p>（イ）各課長は、降下火砕物の降灰が想定される場合、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行い、降灰が確認された場合には、除灰等を行う手順を整備する。</p> <p>（ウ）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。</p> <p>（エ）各課長は、土石流の発生が想定される場合、監視カメラおよび巡視による監視強化を行い、土石流の発生により淡水源が使用できない場合を想定し、海を水源とした対応手順を整備する。</p> <p>（オ）各課長は、前兆事象を伴う事象に対して、気象情報の収集、巡視点検の強化および前</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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>ク. 各課長は、発電所敷地内外の固定源に対して、有毒化学物質の確認、防液堤等の運用管理および防液堤等の保守管理の実施により、重大事故等に対処する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>ケ. 各課長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室空調換気系および緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等により、運転員および重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が、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>コ. 各課長は、予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員および緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う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>サ. 課長（放射線管理）は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合に、当直長に連絡し、当直長が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っては、通常時に使用する系統から弁操作または工具等の使用により速やかに切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>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、課長（技術）に報告する。</u></p> <p><u>(2) 課長（技術）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) 電源事業本部部長（原子力管理）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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>表 6 <u>格納容器内の冷却等のための手順等</u></p> <p>表 7 <u>格納容器の過圧破損を防止するための手順等</u></p> <p>表 8 <u>格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</u></p> <p>表 9 <u>水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等</u></p> <p>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></p> <p>表 11 <u>燃料プールの冷却等のための手順等</u></p> <p>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></p> <p>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></p> <p>表 14 <u>電源の確保に関する手順等</u></p> <p>表 15 <u>事故時の計装に関する手順等</u></p> <p>表 16 <u>中央制御室の居住性等に関する手順等</u></p> <p>表 17 <u>監視測定等に関する手順等</u></p> <p>表 18 <u>緊急時対策所の居住性等に関する手順等</u></p> <p>表 19 <u>通信連絡に関する手順等</u></p> <p>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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1</p> <p>操作手順</p> <p>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</p> <p>方針目的</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、A T W S 緩和設備（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、自動減圧系の起動阻止スイッチ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格納容器の健全性を維持することを目的とする。</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ことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p><u>フロントライン系故障時</u></p> <p>1. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>当直副長は、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、A T W S 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>（1）手順着手の判断基準</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>当直副長は、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>（1）手順着手の判断基準</p> <p>事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒手動操作・監視系の故障により、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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>3. 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</u> 当直副長は、スクラム不能異常過渡事象が発生した場合は、自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系および代替自動減圧ロジック（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><u>(1) 手順着手の判断基準</u> 事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒手動操作・監視系の故障により、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><u>4. ほう酸水注入</u> 当直副長は、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><u>(1) 手順着手の判断基準</u> 事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。（制御棒手動操作・監視系の故障により、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><u>(配慮すべき事項)</u> ○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u> 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。 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。 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ロジック（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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 2</p> <p><u>操作手順</u> 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</p> <p><u>方針目的</u> 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、高圧原子炉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ことを目的とする。 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ことを目的とする。 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ことを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u> <u>フロントライン系故障時</u> 1. 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 当直副長は、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。 (1) 中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 (2) 中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。 a. 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。 (配慮すべき事項) ○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u> 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原子炉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原子炉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原子炉代替注水系を起動し、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、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>サポート系故障時</u></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>当直副長および緊急時対策本部は、全交流動力電源および常設直流電源系統の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、高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却の他、現場で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、原子炉を冷却するとともに、排水処理を実施する。</p> <p>(1) 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弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、または高圧原子炉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>当直副長および緊急時対策本部は、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) 代替交流電源設備等により充電器を受電し、直流電源を供給する。</p> <p>(2) 代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</p> <p>a. 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B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)および230V系蓄電池(RCIC)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>全交流動力電源および常設直流電源系統の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、中央制御室からの操作により高圧原子炉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原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場で弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、または高圧原子炉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、現場で弁の手動操作により原子炉隔</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>離時冷却系を起動し、原子炉を冷却する。</u></p> <p><u>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、高圧原子炉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。</u></p> <p><u>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蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備より充電器を受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。</u></p> <p><u>代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備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。</u></p> <p><u>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等への燃料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。</u></p> <p>○現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項</p> <p><u>現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。なお、原子炉隔離時冷却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。</u></p> <p>○現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件</p> <p><u>蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却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の起動時のみとし、その後速やかに退室する。操作の際には防護具を確実に装着する。</u></p> <p>監視および制御</p> <p><u>当直副長は、「高圧原子炉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」により原子炉を冷却する際には、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（SA）等により監視する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧原子炉代替注水流量、サブプレッションプール水位（SA）等により監視する。</u></p> <p><u>現場で弁の手動操作により高圧原子炉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、高圧原子炉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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>料域), 原子炉水位 (S A) 等により監視する。 <u>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。</u></p> <p>1. 手順着手の判断基準 <u>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。</u></p> <p>重大事故等の進展抑制</p> <p>1. ほう酸水注入系による進展抑制 <u>当直副長は, 原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉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。</u></p> <p>(1) 手順着手の判断基準 <u>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, 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却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。</u></p> <p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p><u>当直副長は, 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) として位置付け重大事故等の対処に用いる。</u></p> <p>1. 手順着手の判断基準 <u>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。</u></p> <p>作業性 <u>高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は, 通常の弁操作で実施可能である。</u></p> <p>電源確保 <u>全交流動力電源喪失時は, 常設代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。</u></p> <p>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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 3</p> <p>操作手順 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</p> <p>方針目的 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格納容器の破損を防止するため、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ことを目的とする。 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、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ことを目的とする。 さらに、インターフェイスシステム L O C A 発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>対応手段等 <u>フロントライン系故障時</u> 1. 手動操作による減圧 当直副長は、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操作し、原子炉を減圧する。 (1) 手順着手の判断基準 a. 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 復水器は使用できないが、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 b. 急速減圧の場合 低圧で原子炉注水が可能な系統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。 c. 注水手段がない場合 原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 2 0 % 上の位置）に到達した場合 d. 炉心損傷後の減圧の場合 (a) 低圧注水手段がある場合 高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 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。 (b) 低圧注水手段がない場合 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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 2 0 % 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。 ※ 1 : 「低圧で原子炉注水が可能な系統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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>プレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系および復水・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原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系および低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</u></p> <p>※2：「<u>低圧注水系統1系統</u>」とは、<u>低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</u></p> <p>2. 減圧の自動化</p> <p><u>当直副長は、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、代替自動減圧ロジック（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。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p>○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>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系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧で原子炉注水が可能な系統または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の手動操作等により原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>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ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合は、代替自動減圧ロジック（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。</u></p> <p>サポート系故障時</p> <p>1. 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p><u>当直副長は、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の機能を回復させて原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>（1）常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>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または全交流動力電源喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する際に直流電源の切替が必要な状態において、以下の条件がすべて成立した場合。</u></p> <p><u>（a）炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統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ている場合。</u></p> <p><u>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、低圧注水系統1系統※</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>2以上が使用可能である場合、または原子炉压力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。</u></p> <p><u>(b) 主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u></p> <p><u>(c) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。</u></p> <p><u>(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蓄電池（補助盤室）を接続して直流電源を確保する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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、常設代替直流電源設備が使用できない場合で、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <p><u>(a) 炉心損傷前の原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統または低圧代替注水系のうち1系統以上の起動※1により原子炉压力容器への注水手段が確保されている場合。</u></p> <p><u>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、低圧注水系統1系統※2以上が使用可能である場合、または原子炉压力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。</u></p> <p><u>(b) 主蒸気逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保されている場合。</u></p> <p><u>※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統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イ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系および復水・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原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系および低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</u></p> <p><u>※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。</u></p> <p><u>2. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保</u></p> <p><u>当直副長は、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータおよび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の作動に必要な窒素ガスの供給源が逃がし安全弁窒素ガス供給系に切り替わることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、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。</u></p> <p><u>逃がし安全弁窒素ガス供給系からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスボンベに切り替える。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>a. 窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え</u></p> <p><u>ADSアキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>b. 主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替え</u> <u>主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N₂ガスポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p><u>3. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策</u> <u>想定される重大事故等の環境条件を考慮して、格納容器内の圧力853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器内の圧力が427kPa[gage]に到達した場合。</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニターで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倍を超えた場合又は格納容器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。</u></p> <p><u>4. 代替電源設備を用いた主蒸気逃がし安全弁の復旧</u> <u>当直副長または緊急時対策本部は、全交流動力電源または常設直流電源の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。</u></p> <p><u>(1) 可搬型直流電源設備により直流電源を確保する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>常設直流電源喪失により、A-115V系直流盤およびB-115V系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車およびSA用115V系充電器または可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p><u>(2) 代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、A-115V系直流盤およびB-115V系直流盤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として使用するガスタービン発電機または可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u> <u>○重大事故等時の対応手段の選択</u> <u>常設直流電源系統の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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、可搬型直流電源設備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>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備により充電器を受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作動窒素ガスの喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、逃がし安全弁窒素ガス供給系の主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスボンベにより主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、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> <hr/> <p>高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>当直副長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高压の状態に破損した場合に溶融物が放出され、格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>「対応手段等 フロントライン系故障時 1. 手動操作による減圧 (1) 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> <hr/> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時</p> <p>当直副長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、原子炉を手動停止するとともに、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。</p> <p>中央制御室から速やかに漏えい箇所を隔離できない場合は、格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、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。</p> <p>なお、現場の作業環境改善のため、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードによる原子炉除熱を実施する。</p> <p>原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物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。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>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、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇若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>(配慮すべき事項)</p> <p>○インターフェイスシステムLOCA時の溢水の影響</p> <p>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(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>○インターフェイスシステムLOCAの検知 <u>インターフェイスシステムLOCAの発生は、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設置室は、原子炉建物原子炉棟内において各部屋がエリアごとに分離されているため、漏えい箇所の特定は、温度検知器、漏えい警報、監視カメラおよび火災感知器により行う。</u></p> <p>○作業性 <u>インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所および隔離操作場所へのアクセスルート 환경을考慮して、現場環境が改善された状態で、事故環境下においても作業できるよう保護具を確実に装着する。</u></p> <p><u>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</u> <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」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、自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系および代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</u></p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁の背圧対策</u> <u>主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等における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、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を確保する。</u></p> <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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 4</p> <p><u>操作手順</u> 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</p> <p><u>方針目的</u> 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格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 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格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u> <u>原子炉運転中の場合</u> <u>フロントライン系故障時</u> 1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である低圧注水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。 (1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。 (2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。 なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。 a. 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、低圧原子炉代替注水系（常設）および注入配管が使用可能な場合※1。 また、復水・給水系、原子炉隔離時冷却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、低圧原子炉代替注水系（可搬型）および注入配管が使用可能な場合※2。 ※1：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。 ※2：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</p> <p><u>(配慮すべき事項)</u> ○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低圧注水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、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>槽)が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系(可搬型)に異常がなく、燃料および水源(輪谷貯水槽(西1)または輪谷貯水槽(西2))が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p> <p><u>原子炉運転中の場合</u></p> <p><u>サポート系故障時</u></p> <p>1. 常設代替交流電源設備による低圧注水系および低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である低圧注水系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、低圧原子炉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等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより低圧注水系および低圧炉心スプレイ系を復旧し、サプレッションチェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより低圧注水系および低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p> <p>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、長期的に原子炉を除熱する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>a. 低圧注水系の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系の受電が完了し、低圧注水系が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>b. 低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系の受電が完了し、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態^{※1}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(サプレッションチェンバ)が確保されている状態。</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>外部電源、常設代替交流電源設備等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および原子炉補機海水系の運転ができる場合は、低圧注水系により原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却系を設置し、低圧注水系により原子炉を冷却する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>原子炉補機代替冷却系の設置による低圧注水系の復旧に時間を要するため、低圧原子炉代替注水系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> <hr/> <p><u>原子炉停止中の場合</u> <u>フロントライン系故障時</u></p> <p>1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、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圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。</p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>(2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>「対応手段等 <u>原子炉運転中の場合</u> <u>フロントライン系故障時</u> 1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 a. 手順着手の判断基準」と同じ。</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、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p> <hr/> <p><u>原子炉停止中の場合</u> <u>サポート系故障時</u></p> <p>1. 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</p> <p>当直副長は、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、低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>交流電源設備等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。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、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。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B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※¹に復旧された場合。</p> <p>※1：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）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</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>外部電源、常設代替交流電源設備等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及び原子炉補機海水系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。</p> <p>原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却系を設置し、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。</p> <p>原子炉補機代替冷却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、低圧原子炉代替注水系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>原子炉運転中の場合</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</p> <p>1. 低圧原子炉代替注水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し格納容器下部へ落下するものの、溶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、残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>(2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※¹により原子炉圧力容器の破損を判断した</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>場合において、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。</u></p> <p>また、<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※¹により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。</u></p> <p>※1：「<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、ドレイウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇または喪失により確認する。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p>○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</u></p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</u></p> <p><u>なお、低圧原子炉代替注水系等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。</u></p> <p><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である低圧注水系、残留熱除去系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。</u></p> <p>1. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水については、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。</u></p> <p><u>残留熱除去系原子炉停止時冷却モードについては、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</u></p> <p><u>作業性</u></p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車のホース接続は、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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>電源確保 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原子炉代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p> <hr/> <p>燃料補給 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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 5</p> <p><u>操作手順</u></p> <p>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p><u>方針目的</u></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、格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>フロントライン系故障時</u></p> <p>1. 格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時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、格納容器フィルタベント系により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。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{※1}前において、格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードおよび残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器内の圧力が2 4 5 kPa[gage]に到達した場合。</p> <p>※1：「炉心損傷」は、格納容器雰囲気放射線モニターで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、または格納容器雰囲気放射線レベル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>○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格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが機能喪失した場合は、格納容器フィルタベント系により格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動電源がない場合は、現場で手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により、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>サプレッションチェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェ</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>ルを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>サポート系故障時</p> <p>1. 原子炉補機代替冷却系による除熱</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系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系、格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード等により、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。原子炉補機代替冷却系、格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードによる熱輸送の手順着手の判断基準を以下に示す。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系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および原子炉補機海水系を使用できない場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する*。</p> <p>*：常設設備による注水手段がない場合、または低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水または補給準備を実施。</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系が健全であれば、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。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器冷却系、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを使用した原子炉圧力容器内および格納容器内の除熱が必要な場合。</p> <p>作業性</p> <p>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、原子炉建物付属棟で実施する。</p> <p>原子炉補機代替冷却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、一般的に使用される工具を用い、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>電源確保</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により対応する。</p> <p>・常設代替交流電源設備等を用いて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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p data-bbox="1478 237 2570 310">・常設代替交流電源設備等を用いて格納容器冷却系、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードへ給電する。</p> <hr/> <p data-bbox="1448 373 1555 401">燃料補給</p> <p data-bbox="1448 422 2243 449">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 data-bbox="2635 237 2816 533">・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 6</p> <p>操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する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、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により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ことを目的とする。</p> <p>対応手段等 炉心損傷前 フロントライン系故障時 1. 格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却 当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力および温度を低下させる。 (1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。 (2) 格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイの手順着手の判断基準を以下に示す。 なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。 a. 手順着手の判断基準 格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合※1で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。 また、格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合※3で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。 ※1：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。 ※2：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッションチェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。 ※3：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p>設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内を冷却する。</p> <hr/> <p><u>炉心損傷前</u></p> <p><u>サポート系故障時</u></p> <p>1. <u>常設代替交流電源設備による格納容器冷却系および残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧</u></p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより格納容器冷却系を復旧し、サブプレッションチェンバを水源として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、格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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>格納容器冷却系および残留熱除去系（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、格納容器代替スプレイ系等により格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p>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として使用するガスタービン発電機により緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系の受電が完了し、格納容器冷却系が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。</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として使用するガスタービン発電機により緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B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^{※1}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：「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、サブプレシ</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p style="text-align: center;"><u>オンチェンバ圧力、ドライウエル温度、サプレッションチェンバ温度またはサプレッションプール水位指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</u></p> <p><u>炉心損傷後</u> <u>フロントライン系故障時</u></p> <p>1. 格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、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) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</p> <p>(2) 格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイの手順着手の判断基準を以下に示す。</p> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前に格納容器代替スプレイを実施することで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>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合※²で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※³。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合※⁴で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※³。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。</p> <p>※3：「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、サプレッションチェンバ圧力、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、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>※4：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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><u>設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内を冷却する。</u></p> <p><u>格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内を冷却する。</u></p> <hr/> <p><u>炉心損傷後</u></p> <p><u>サポート系故障時</u></p> <p>1. <u>常設代替交流電源設備による格納容器冷却系および残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧</u></p> <p><u>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより格納容器冷却系を復旧し、サブプレッションチェンバを水源として格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>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系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等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。</u></p> <p><u>格納容器冷却系および残留熱除去系（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、格納容器代替スプレイ系等により格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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^{*1}において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系の受電が完了し、格納容器冷却系が使用可能な状態^{*2}に復旧された場合で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。</u></p> <p><u>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^{*1}において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用メタクラを受電した後、非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B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^{*2}に復旧された場合。</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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：「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、サブプレッションチェンバ圧力、ドライウエル温度またはサブプレッションチェンバ温度指示値が、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>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系または残留熱除去系（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>1. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器冷却系については、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※1。</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、下記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閉固着</p> <p>(2) サプレッションプール水の温度が規定温度以上</p> <p>(3) サプレッションチェンバの気体温度が規定温度以上</p> <p>※1：「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、サブプレッションチェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレッションチェンバ温度またはサブプレッションプール水位指示値が、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>作業性</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、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>電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器代替スプレイ系等による格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。</p> <p>燃料補給</p> <p>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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 7</p> <p>操作手順 7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系および残留熱代替除去系により、格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p>1. 格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱 当直副長は、残留熱除去系および残留熱代替除去系の運転によって格納容器内の圧力を853 kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、または原子炉建物水素濃度が2.5 vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。 格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>（1）手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系および残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器圧力が640 kPa[gage]に到達した場合^{※2}、もしくは、原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が2.1 vol%に到達した場合。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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。 ※2：原子炉の冷却ができない場合、または格納容器内の温度および圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>2. 残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱 当直副長および緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>（1）手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。 a. 残留熱代替除去系が使用可能^{※3}であること。 b. 原子炉補機代替冷却系による冷却水供給が可能であること。 c. 格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4 vol%以下^{※4}であること。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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：格納容器酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.4 vol%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1.5 vol%未満の場合は、残留熱代替除去系によるドライウェル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><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p>○<u>重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水および格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により格納容器内へのスプレイによる格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>残留熱代替除去系が起動できない場合は、サブプレッションプール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合に、格納容器フィルタベント系により格納容器内の減圧および除熱を行う。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により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水没等の理由で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><u>格納容器ベント時の留意事項</u></p> <p>○<u>格納容器フィルタベント系の系統内の不活性ガスによる置換</u></p> <p>格納容器フィルタベント系により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、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。</p> <p>○<u>格納容器の負圧破損の防止</u></p> <p>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、格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。</p> <p>○<u>放射線防護</u></p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔弁を遠隔で手動操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建物付属棟に設置する。</u></p> <p><u>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。</u></p> <p>○電源確保 <u>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて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。</u></p> <p>代替循環冷却時の留意事項</p> <p>○放射線防護 <u>系統構成、残留熱代替除去系の起動およびその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。</u></p> <p><u>なお、残留熱代替除去系の運転後、長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車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。</u></p> <p>○電源確保 <u>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて残留熱代替除去系へ給電する。</u></p> <p>作業性 <u>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、容易に実施可能である。また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備する。</u></p> <p>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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 8</p> <p>操作手順 8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系により格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり格納容器バウンダリに接触することを防止することを目的とする。 また、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉圧力容器へ注水することを目的とする。</p> <p>対応手段等 <u>格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</u> 1. ペDESTAL代替注水系または格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水 当直副長および緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するため、以下の手段により格納容器下部へ注水する。 (1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、ペDESTAL代替注水系（常設）により注水する。 a. 手順着手の判断基準 (a) 格納容器下部への初期水張りの判断基準 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。 (b) 原子炉圧力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準 原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}および破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。 ※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。 ※2：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。 ※3：「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および制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。 ※4：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇または喪失により確認する。 (2) ペDESTAL代替注水系（常設）により注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）またはペDESTAL代替注水系（可搬型）等により注水する。格納容器下部注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>基準を以下に示す。</u></p> <p><u>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）またはペDESTAL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。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への初期水張りの判断基準</u> <u>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>(b) 原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作の判断基準</u> <u>原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}および破損によるパラメータの変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※4}。</u></p> <p><u>(c) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による格納容器下部への初期水張りの判断基準</u> <u>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>(d) 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水操作の判断基準</u> <u>原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}および破損によるパラメータの変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※4}</u></p> <p><u>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</u></p> <p><u>※2：「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および制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</u></p> <p><u>※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇または喪失により確認する。</u></p> <p><u>※4：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</u></p> <p><u>(配慮すべき事項)</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u> <u>ペDESTAL代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、ペDESTAL代替注水系（常設）により格納容器下部へ注水する。</u> <u>ペDESTAL代替注水系（常設）により格納容器下部へ注水できない状況において格納容器代替スプレイ系（可搬型）およびペDESTAL代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(可搬型) またはペDESTAL代替注水系 (可搬型) により格納容器下部へ注水する。</p> <hr/> <p><u>熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</u></p> <p>1. 原子炉圧力容器への注水</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、熔融炉心の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>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、サブプレッションチェンバを水源として、高圧原子炉代替注水系により注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}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、高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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（サブプレッションチェンバ）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、低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却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、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。</p> <p>(3) 低圧原子炉代替注水系（常設）により注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却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、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</p> <p>（4）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>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1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※2。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。</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>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧原子炉代替注水系に異常がなく、直流電源および水源（サプレッションチェンバ）が確保されている場合は、高圧原子炉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、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧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、格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>作業性</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）および低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるように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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p data-bbox="1448 233 1555 268">電源確保</p> <p data-bbox="1448 281 2570 359">全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてペDESTAL代替注水系および低圧原子炉代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> <hr/> <p data-bbox="1448 415 1555 451">燃料補給</p> <p data-bbox="1472 464 2273 499">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 data-bbox="2635 233 2816 541">・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表9</p> <p><u>操作手順</u> 9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p><u>方針目的</u> 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-水反応および水の放射線分解による水素ガスおよび酸素ガスが、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格納容器の破損を防止するために必要な格納容器内の不活性化、格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出、および格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視を行うことを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p>1. <u>格納容器内の不活性化</u> 当直副長は、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。</p> <p>2. <u>可搬式窒素供給装置による格納容器内の不活性化</u> 当直副長は、残留熱除去系または残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱時に、格納容器内で発生する水素および酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器内を不活性化する。 a. <u>手順着手の判断基準</u> 炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器内の除熱を開始した場合※²に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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倍を超えた場合又は格納容器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。 ※2：残留熱代替除去系又は残留熱除去系による格納容器内の除熱を開始した場合。</p> <p>3. <u>格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出</u> 当直副長は、格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスを以下の手段により大気に排出し、水素爆発による格納容器の破損を防止する。 (1) <u>格納容器フィルタベント系により排出する。</u> a. <u>手順着手の判断基準</u> 炉心損傷を判断した場合※¹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、格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.0 vol%に到達およびウェット条件の酸素濃度が1.5 vol%に到達した場合※²。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できな</p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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><u>※2：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、または格納容器の破損を防止するために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、または格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p> <p>4. 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視</p> <p><u>当直副長は、格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。</u></p> <p><u>全交流動力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、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。</u></p> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>格納容器水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）については、炉心損傷を判断した場合※1。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度（B系）および格納容器酸素濃度（B系）については、炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合※2。</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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><u>※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。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u></p> <p><u>○重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p><u>格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガスおよび酸素ガスを排出する。</u></p> <p><u>なお、格納容器フィルタベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガスおよび酸素ガスを排出する場合は、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が水没等の理由で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。</u></p> <p><u>○格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出時の留意事項</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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。</u> <u>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u> <u>また、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。</u></p> <p>作業性 <u>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、原子炉建物付属棟で実施する。</u></p> <p>電源確保 <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格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出に必要な電動弁および出口放射線モニタ、格納容器水素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（B系）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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 10</p> <p><u>操作手順</u></p> <p>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</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、水素ガスが格納容器内に放出され、格納容器から原子炉建物に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制および原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p>1. 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <p>当直副長は、格納容器内で発生し格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建物水素濃度を用いて原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を監視する。</p> <p>全交流動力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、原子炉建物水素濃度を用いて監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制</p> <p>当直副長は、格納容器内で発生した水素ガスが格納容器から原子炉建物に漏えいした場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて原子炉建物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処理装置の作動状態を監視する。</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、静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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>(配慮すべき事項)</p> <p>○非常用ガス処理系の停止</p> <p>非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建物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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 1</p> <p><u>操作手順</u></p> <p>1 1. <u>燃料プールの冷却等のための手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p><u>燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、または燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体または使用済燃料(以下「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、漏えい抑制および燃料プールの監視を行うことを目的とする。さらに、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ことを目的とする。</u></p> <p><u>また、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、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、放射性物質の放出を低減するため、燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制および燃料プールの監視を行うことを目的とする。</u></p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>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燃料プール水の小規模な漏えい発生時</u></p> <p>1. <u>燃料プール代替注水</u></p> <p><u>当直副長および緊急時対策本部は、残留熱除去系(燃料プール冷却機能)および燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失した場合、または燃料プール水の小規模な水の漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合は輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源として、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)または燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)により燃料プールへ注水する。</u></p> <p><u>なお、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)または燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</u></p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>以下のいずれかの状況に至った場合。</u></p> <p><u>燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水ができない場合は燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を使用した注水とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・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。</u> <u>・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。</u> <p>2. <u>漏えい抑制</u></p> <p><u>当直副長は、燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合は、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止したことを確認する。</u></p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</u></p> <p>1. 燃料プールのスプレイ</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位が異常に低下した場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による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）手順着手の判断基準</p> <p>燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。 <u>燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用した燃料プールへのスプレイができない場合は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用したスプレイとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。 <p>2. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>緊急時対策本部は、燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位の異常な低下により燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建物放水設備により海水を原子炉建物へ放水する。</p> <p>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」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>（1）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><u>重大事故等時における燃料プールの監視</u></p> <p>1. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視</p> <p>当直副長は、燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失した場合、または燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位（SA）燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）および燃料プール監視カメラ（SA）により燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。 <u>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）等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燃料プールの空間線量率を推定する。</u></p> <p>（1）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"> ・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。 	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>・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。</p> <p>2. 代替電源による給電</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、全交流動力電源または直流電源が喪失した状況において燃料プールの状態を監視するため、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および可搬型直流電源設備から燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。</p> <p>さらに、代替交流電源設備等から燃料プール監視カメラへ給電する。</p> <p>（1）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>・原子力規制委員会設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>燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止</p> <p>1. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱</p> <p>当直副長は、燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の機能喪失により起動できず、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非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系または原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却系を起動し、燃料プールを除熱する。</p> <p>（1）手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の機能喪失時、常設代替交流電源設備により非常用交流高圧電源母線A系およびB系の受電が完了し、燃料プール冷却系が使用可能な状態※1である場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）および原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系または原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている状態。</p>	
	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失した場合、または燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大量送水車により燃料プールへ注水またはスプレイが可能となるよう準備する。</p> <p>また、大量送水車により燃料プールへ注水またはスプレイする場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用し、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失または原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、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を用いて燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系または原子炉補機代替冷却系に</p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p data-bbox="1478 237 2570 310">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、燃料プール冷却系により燃料プールを除熱する。</p> <p data-bbox="1448 369 1531 401"><u>作業性</u></p> <p data-bbox="1448 415 2570 537">燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）で使用する大量送水車のホースの接続は、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 data-bbox="1448 596 1555 627"><u>燃料補給</u></p> <p data-bbox="1448 642 2243 674">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 data-bbox="2635 237 2813 537">・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 2</p> <p>操作手順 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</p> <p>方針目的 炉心の著しい損傷および格納容器の破損または燃料プール内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、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ことを目的とする。 また、原子炉建物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ことを目的とする。</p> <p>対応手段等 <u>炉心の著しい損傷および格納容器の破損または燃料プール内燃料体等の著しい損傷</u> 1. 大気への放射性物質の拡散抑制 緊急時対策本部は、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、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、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車および放水砲により放水準備を開始する。その後、格納容器の破損のおそれがある場合、格納容器からの異常漏えいにより格納容器フィルタベント系で格納容器の減圧および除熱をしているものの、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による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ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建物に海水を放水する。 (1) 手順着手の判断基準 以下のいずれかが該当する場合とする。 ・炉心損傷を判断した場合※1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。 ・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。 ・大型航空機の衝突など、原子炉建物の外観で大きな損傷を確認した場合。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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。 2. 海洋への放射性物質の拡散抑制 緊急時対策本部は、大型送水ポンプ車および放水砲により原子炉建物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、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(1) 防波壁内側の雨水排水路集水枘3箇所に放射性物質吸着材を設置する。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>大型送水ポンプ車および放水砲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。</u></p> <p><u>(2) 人力にて2号炉放水接合槽に、小型船舶を用いて輪谷湾にシルトフェンスを設置する。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、シルトフェンスの設置が可能な状況(大津波警報、津波警報が出ていないまたは解除された等)である場合。</u></p> <hr/> <p>航空機燃料火災への泡消火</p> <p><u>緊急時対策本部は、原子炉建物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、大型送水ポンプ車および放水砲により、泡消火を実施する。</u></p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p><u>航空機燃料火災が発生した場合。</u></p> <hr/> <p>操作性</p> <p><u>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物の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。</u></p> <p><u>放水砲による放水は、噴霧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。</u></p> <hr/> <p>作業性</p> <p><u>大型送水ポンプ車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></p> <p><u>ホース等の取付けは、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</u></p> <hr/> <p>燃料補給</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 3</p> <p>操作手順 1.3. 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故の収束に必要な水源であるサ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、<u>低圧原子炉代替注水槽およびほう酸水貯蔵タンクを確保することを目的とする。</u>さらに、<u>代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を確保するとともに、海を水源として確保することを目的とする。</u></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、<u>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、サプレッションチェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海およびほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、ならびに低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）へ水を補給することを目的とする。</u></p> <p>対応手段等 <u>水源を利用した対応手順</u> 1. サプレッションチェンバを水源とした対応手段 <u>当直副長は、サ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。</u> <u>(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、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系および低圧注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</u> <u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>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。</u> <u>(2) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）である格納容器冷却系および残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により格納容器内を除熱する。</u> <u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u> <u>(3) 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、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</u> <u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>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。</u> <u>(4) 格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器および格納容器内を除熱する。</u> <u>a. 手順着手の判断基準</u> <u>表7「7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」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（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>2. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段</u> 当直副長はサ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、低圧原子炉代替注水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <p><u>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、低圧注水系、残留熱除去系原子炉停止時冷却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、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 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」と同様である。</p> <p><u>(2) 格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> 表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p><u>(3) 格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> 表8「8. 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><u>3. 輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段</u> 当直副長および緊急時対策本部は、サプレッションチェンバおよび低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、以下の手段により対応する。</p> <p><u>(1) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 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. 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><u>(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> 表6「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</p> <p><u>(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）およびペDESTAL代替注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u> 表8「8. 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><u>(4) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）または燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水およびスプレイする。</u></p> <p><u>a. 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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>表 1 1 「1 1. 燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>なお、輪谷貯水槽（西 1）および輪谷貯水槽（西 2）に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</u></p> <p><u>4. 海を水源とした対応手段</u></p> <p><u>当直副長は、サプレッションチェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）および輪谷貯水槽（西 2）を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</u></p> <p><u>(1) 大量送水車および低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><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. 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。</u></p> <p><u>(2) 大量送水車および格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内へスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表 6 「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>(3) 大量送水車および格納容器代替スプレイ系（可搬型）、大量送水車およびペDESTAL代替注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表 8 「8. 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。</u></p> <p><u>(4) 大量送水車および燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水およびスプレイする。</u></p> <p><u>a. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>表 1 1 「1 1. 燃料プールの冷却等のための手順等」と同様である。</u></p> <p><u>原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系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、原子炉補機代替冷却系により、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。</u></p> <p><u>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系による除熱と同様である。</u></p> <p><u>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、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、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車および放水砲により放水する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉建物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、大型送水ポンプ車、放水砲および泡消火薬剤容器により泡消火を実施する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段</p> <p>当直副長は、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や熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水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入する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>表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. 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> <hr/> <p>水源へ水を補給するための対応手段</p> <p>1. 低圧原子炉代替注水槽への補給</p> <p>緊急時対策本部は、水源として低圧原子炉代替注水槽を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。</p> <p>また、海水を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2）に補給した海水、海水取水箇所の海水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。</p> <p>なお、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合は海から補給する。</p> <p>2. 輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2）への補給</p> <p>緊急時対策本部は、水源として輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2）を利用している場合、海水を大量送水車により補給する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水を水源とした補給ができない場合。</p> <hr/> <p>送水ルートを選択</p> <p>接続口を選択は、各作業時間（出動準備、移動、水源の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続および送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。</p> <hr/> <p>切替え性</p> <p>大量送水車の水源は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を優先する。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、輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(西2)から供給している場合は、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。 <u>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、低圧原子炉代替注水槽(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、外部水源から切替える。</u></p> <p><u>成立性</u> 海水取水時には、大量送水車または大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。</p> <p><u>作業性</u> 低圧原子炉代替注水槽への補給、大量送水車による送水で使用する大量送水車のホースの接続は、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(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 4</p> <p>操作手順</p> <p>1 4. 電源の確保に関する手順等</p> <p>方針目的</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、格納容器の破損、燃料プール内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、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、可搬型直流電源設備および代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。</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給油することを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p><u>交流電源喪失時</u></p> <p>1. 代替交流電源設備による給電</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、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ず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備を用いて給電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により非常用交流高圧電源母線A系、非常用交流高圧電源母線B系および非常用交流高圧電源母線高圧炉心スプレイ系へ給電できない場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合および要員が確保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。</p> <p><u>直流電源喪失時</u></p> <p>1. 代替直流電源設備による給電</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、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>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失により、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器および230V系充電器(RCIC)の交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p>B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えについては、全交</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>流動力電源喪失から8時間が経過した時点で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）、高圧発電機車または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電操作が完了していない場合。または全交流動力電源喪失後に、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合。</p> <p>A-115V系充電器盤の受電および中央制御室監視計器C系の復旧については、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（常設）、高圧発電機車または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電により、メタクラ、ロードセンタ、コントロールセンタの非常用母線A系の受電が完了している場合。</p> <p>B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）の受電及び中央制御室監視計器D系の復旧については、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（常設）、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電により、メタクラ、ロードセンタ、コントロールセンタの非常用母線B系の受電が完了している場合。</p> <p>(2) 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できない場合は、可搬型直流電源設備を用いて給電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）または号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電操作が完了する見込みがない場合。</p> <p>非常用所内電気設備機能喪失時</p> <p>1. 代替所内電気設備による給電</p> <p>当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合または代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系および非常用交流高圧電源母線B系が機能喪失した場合、または代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合で、ガスタービン発電機または高圧発電機車からSAロードセンタおよびSAコントロールセンタへ給電が可能な場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合および要員が確保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、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、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合または非常用交流高圧電源母線の電圧がないことを確認した場合。</p> <p>また、非常用直流電源設備による給電については、全交流動力電源喪失により、A-115V系充電器、B-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、A-原子炉中性子計装用充電器およびB-原子炉中性子計装用充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。</p> <p>負荷容量</p> <p>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「全交流動力電源喪失(長期TB)」を想定するシナリオにおいても、常設代替電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</p> <p>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>悪影響防止</p> <p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用交流高圧電源母線、非常用低圧母線のロードセンタおよびコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止引ロック」または「停止」とする。</p> <p>成立性</p> <p>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から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備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>作業性</p> <p>電源内蔵型照明を作業エリアに設置し、建物内照明の消灯時における作業性を確保する。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。</p> <p>燃料補給</p> <p>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給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、ガスタービン発電機軽油タンクまたは非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクおよび高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油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、ガスタービン発電機用軽油タンクは約560m³を1基、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは1基あたり約170m³を2基および1基あたり約100m³を3基、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは約170m³を1基とし、管理する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>表 1 5</u></p> <p><u>操作手順</u> 1 5. 事故時の計装に関する手順等</p> <p><u>方針目的</u> 重大事故等が発生し、計測機器の故障により、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おいて、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への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録することを目的とする。</p> <p><u>パラメータの選定および分類</u> 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 5 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。 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。 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。 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。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 1. <u>重要監視パラメータ</u> 主要パラメータのうち、耐震性、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。 2. <u>有効監視パラメータ</u> 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。 <u>代替パラメータは以下のとおり分類する。</u> 1. <u>重要代替監視パラメータ</u> 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。 2. <u>有効監視パラメータ（代替）</u> 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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>対応手段等</p> <p><u>監視機能喪失時</u></p> <p><u>計器故障時</u></p> <p>1. 他チャンネルによる計測</p> <p>当直副長は、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>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>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^{※1}。</p> <p>※1：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"> ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 ・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 ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合 <p>2. 代替パラメータによる推定</p> <p>当直副長は、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。</p> <p>推定にあたり、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定める。</p> <p>代替パラメー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、中性子束および酸素濃度）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または注水量およびポンプ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から注水特性の関係により推定。</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) 格納容器への空気（酸素）の流入の有無を格納容器内圧力により推定。</p> <p>(12) 燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>およびカメラによる監視により、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サプレッションチェンバの差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。</p> <p>a. 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> <hr/> <p>監視機能喪失時</p> <p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</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>原子炉圧力容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超過した場合、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>なお、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>(1) 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位の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、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より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。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッションチェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度（SA）により推定する。</p> <p>a. 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>当直副長は、原子炉圧力容器内の温度および水位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は、可搬型計測器により計測する。</p> <p>(1) 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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>計器電源喪失時 当直副長は、全交流動力電源喪失および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> <ol style="list-style-type: none"> 1. 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から給電する。 2. 常設代替交流電源設備等から給電する。 3. 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 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。 <p>（1）手順着手の判断基準 計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。</p> <ol style="list-style-type: none"> 4. 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備へ常設代替直流電源設備から給電する。 <p>（1）手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失から8時間が経過した時点で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電操作が完了していない場合。又は全交流動力電源喪失後に、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合。</p> <p>パラメータ記録 当直副長は、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）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、現場操作時のみ監視する現場の指示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。</p> <p>（1）手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合。</p> <p>原子炉施設の状態把握 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にする。</p> <p>確からしさの考慮 圧力のパラメータと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況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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p data-bbox="1475 237 2226 268"><u>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。</u></p> <p data-bbox="1448 327 1976 359"><u>可搬型計測器による計測または監視の留意事項</u></p> <p data-bbox="1448 373 2570 495"><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つの適切なチャンネル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。</u></p>	<p data-bbox="2635 237 2816 537">・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 6</p> <p>操作手順 1 6. 中央制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>方針目的 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対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p><u>居住性の確保</u></p> <p>当直副長は、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100ミリシーベルトを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室非常用循環系、中央制御室空気供給系等により、中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、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等を防護するため中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室非常用循環系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わり、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等を防護する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室非常用循環系の電源が、外部電源または非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を除く。）から供給可能な場合で、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により、燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高、換気系放射線高のいずれかの中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合。</p> <p>2. 炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室非常用循環系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室空気供給系により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のプルーム通過中には中央制御室非常用循環系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室非常用循環系加圧運転および中央制御室待避室の加圧準備の実施については、炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。</p> <p>炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室非常用循環系系統隔離運転については、中央制御室空気供給系による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。</p> <p>中央制御室待避室から退室した後の中央制御室非常用循環系による加圧運転については、炉心損傷後の格納容器ベント実施による中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニターで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、または格納容器雰囲気放射線モニターが使用できな</p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p style="text-align: center;"><u>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>3. <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中央制御室非常用循環系へ給電し、中央制御室の系統隔離運転または加圧運転を実施する。</u></p> <p>(1) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室非常用循環系系統隔離運転については、全交流動力電源喪失等により中央制御室非常用循環系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。</u></p> <p><u>中央制御室非常用循環系加圧運転については、全交流動力電源喪失発生後に炉心損傷を判断した場合※1。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニターで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。</u></p> <p>4. <u>中央制御室非常用循環系が系統隔離運転で運転中、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。中央制御室待避室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、中央制御室空気供給系の流量調節弁により調整および管理を行う。</u></p> <p>(1) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>中央制御室の濃度測定については、中央制御室非常用循環系の系統隔離運転中等において、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁のうちいずれかが全閉となったことを確認した場合。</u></p> <p><u>中央制御室待避室の濃度測定については、中央制御室待避室へ待避した場合。</u></p> <p>5. <u>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は、内蔵蓄電池または代替交流電源設備から給電可能なLEDライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設営場所の照明が使用できない場合は、チェンジングエリア設営場所に設置するチェンジングエリア用照明により照明を確保する。</u></p> <p>(1) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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。</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>汚染の持ち込み防止</u></p> <p><u>緊急時対策本部は、中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合は、モニタリングおよび作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営す</u></p>	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>る。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生したと判断した後、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合^{※1}等）、参集済みの要員数および緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。</p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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> <hr/> <p><u>運転員等の被ばく低減</u></p> <p>1. 非常用ガス処理系起動</p> <p>当直副長は、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することにより、格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が、原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する。</p> <p>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、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>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>交流電源が正常な場合においては、原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高および原子炉水位低（レベル3）のいずれかの信号が発生した場合。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合においては、非常用ガス処理系が自動起動せず、原子炉棟換気系が全停している場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により緊急用メタクラが受電され、緊急用メタクラからCコントロールセンタ又はDコントロールセンタが受電完了した場合。</p> <p>2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの閉止</p> <p>当直副長または緊急時対策本部は、炉心損傷時に非常用ガス処理系を起動する場合で、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合は、原子炉建物原子炉棟内の負圧を確保するために原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。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>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室からの閉止については、以下の条件がすべて成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系が運転中または起動操作が必要な場合。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離または原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。 ・炉心損傷を判断した場合^{※1}。 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。 	<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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>※1：格納容器雰囲気放射線モニタで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>現場での閉止については、以下の条件がすべて成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心が健全であることを確認した場合。 ・非常用ガス処理系が運転中または起動操作が必要な場合。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離または原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。 ・中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合。 <p>放射線管理</p> <p>チェンジングエリア内では運転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、ウエスに染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備を用いて中央制御室非常用循環系等へ給電する。</p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 17</p> <p><u>操作手順</u></p> <p>17. <u>監視測定等に関する手順等</u></p> <p><u>方針目的</u></p> <p>重大事故等が発生した場合に、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ことを目的とする。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ことを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u></p> <p><u>放射性物質の濃度および放射線量の測定</u></p> <p>1. 緊急時対策本部は、モニタリングポストによる放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬式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」第十条第一項に該当する事象もしくは「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合、または、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象もしくは「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、モニタリングポストが設置されていない海側に可搬式モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリングポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p>緊急時対策所でモニタリングポストの指示値およびデータ状態を確認し、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所付近への配置については、当直副長が「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合。</p> <p>2. 緊急時対策本部は、放射能観測車による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、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンブラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）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。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u></p> <p>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、よう素モニタおよびダストモニタの指示値を確認し、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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>3. 緊急時対策本部は、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、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンブラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、α・β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。</p> <p>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><u>（1）手順着手の判断基準</u></p> <p>空气中の放射性物質の濃度測定については、排気筒モニタの指示値およびデータ状態を確認し、排気筒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、または排気筒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、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>水中の放射性物質の濃度測定については、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値および警報表示を確認し、液体廃棄物処理系排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、または液体廃棄物処理系排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、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>土壌中の放射性物質の濃度測定については、排気筒モニタ等により気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（ブルーム通過後）。</p> <p>海上モニタリングについては、排気筒モニタ等により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（ブルーム通過後）。</p> <p><u>風向、風速その他</u></p> <p>緊急時対策本部は、気象観測設備による風向、風速その他の測定機能が喪失した場合は、可搬式気象観測装置を用いて測定し、およびその結果を記録する。</p> <p><u>1. 手順着手の判断基準</u></p> <p>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・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。</p> <p><u>測定頻度</u></p> <p>可搬式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。</p> <p>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。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p> <p><u>バックグラウンド低減対策</u></p> <p>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。同様に可搬式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、可搬式モニタリングポストの養生シー</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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></p> <p><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、放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、放射能測定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、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、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><u>他の機関との連携</u></p> <p><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><u>電源確保</u></p> <p><u>全交流動力電源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無停電電源装置およびモニタリングポスト用発電機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常設代替交流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>・原子力規制委員会設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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 1 8</p> <p><u>操作手順</u> 1 8. 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p><u>方針目的</u> 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する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収容する等の発電所緊急時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、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備から給電することを目的とする。</p> <p><u>対応手段等</u> <u>居住性の確保</u> 緊急時対策本部は、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化装置および空気ポンベ加圧設備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 100 ミリシーベルト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。 1. 緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所空気浄化装置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。 外部電源、常用母線および非常用ディーゼル発電機A系の機能喪失により、2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能な場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 <u>(1) 手順着手の判断基準</u> 緊急時対策所空気浄化装置の起動については、緊急時対策所を立ち上げた場合。 酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定については、緊急時対策所の使用を開始した場合。 2. 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合、緊急時対策本部に可搬式エリア放射線モニタを設置し、放射線量の測定を実施する。また、空気ポンベ加圧設備による空気供給準備を実施する。 <u>(1) 手順着手の判断基準</u> 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生したと判断した場合。 3. 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、空気ポンベ加圧設備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式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、空気ポンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置へ切り替える。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p><u>空気ポンベ加圧設備を用いた正圧化については以下の条件が満たされた場合に実施する。</u></p> <p>① 以下の【条件1-1】および【条件1-2】が満たされた場合</p> <p>【条件1-1】: 2号炉の炉心損傷^{*1}および格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可</p> <p>【条件1-2】: 可搬式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^{*2}または可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合</p> <p>② 以下の【条件2-1-1】または【条件2-1-2】、および【条件2-2-1】または【条件2-2-2】が満たされた場合</p> <p>【条件2-1-1】: 2号炉にて炉心損傷^{*1}後にサプレッションプール水位が通常水位+約1.2mに到達した場合</p> <p>【条件2-1-2】: 2号炉にて炉心損傷^{*1}後に格納容器破損徴候が発生した場合</p> <p>【条件2-2-1】: 格納容器ベント実施判断基準であるサプレッションプール水位が通常水位+約1.3m到達の約20分前実施の直前</p> <p>【条件2-2-2】: 可搬式モニタリングポストの指示値が上昇し30mGy/h^{*2}となった場合または可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合</p> <p>※1: 格納容器雰囲気放射線モニタで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: 格納容器破損防止の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）において想定するブルーム通過時の敷地内の線量率よりも十分に低い値として30mGy/hを設定。</p> <p>空気ポンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替えについては、可搬式モニタリングポストまたは可搬式エリア放射線モニタの線量率の指示値が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、可搬式モニタリングポストの値が0.5mGy/h^{*3}を下回った場合。</p> <p>※3: 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た場合の被ばく線量は84mSv（0.5mSv/h×168h）となる。これは、100mSvに対して余裕があり、また、緊急時対策所の居住性評価における1.7mSv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><u>必要な指示および通信連絡</u></p> <p>重大事故等が発生した場合、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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>緊急時対策所を立ち上げた場合。</p> <hr/> <p><u>必要な数の要員の收容</u></p> <p>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、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数の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收容する。</p> <p>緊急時対策本部は、これらの要員を收容するため、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。</p> <p>1. 7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策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징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。</p> <p>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ち込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する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防護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>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。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>チェン징エリアの設置は、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象または「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する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放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェン징エリア設置を行うと判断した場合。</p> <hr/> <p><u>代替電源設備からの給電</u></p> <p>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用母線より受電されるが、当該母線より受電できない</p>	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>緊急時対策所用発電機の準備については、緊急時対策所を立ち上げる場合。給電については、外部電源、常用母線および非常用ディーゼル発電機A系の機能喪失により2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能な場合。</p> <p>配置</p> <p>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。</p> <p>放射線管理</p> <p>除染は拭き取りを基本とするが、拭き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。</p> <p>運転中の緊急時対策所空気浄化装置が故障する等、切替えが必要となった場合は、待機側への切替えを行う。</p> <p>使用済の緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は、フィルタ交換による被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。</p> <p>電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流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。</p> <p>燃料補給</p> <p>緊急時対策所用発電機の運転開始後、負荷運転時における燃料給油作業着手時間に達した場合は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ補給した燃料を当該設備に給油する。</p> <p>なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（45kL）を管理する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>表 19</p> <p>操作手順 19. 通信連絡に関する手順等</p> <p>方針目的 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ことを目的とする。</p> <p>対応手段等</p> <p><u>発電所内の通信連絡</u> 当直副長および緊急時対策本部は、中央制御室、中央制御室待避室、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、無線通信設備、有線式通信設備等を使用する。 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。 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。 直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止および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。 1. 現場（屋内）と中央制御室との連絡には有線式通信設備等を使用する。 2. 現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備および無線通信設備等を使用する。 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通信設備等を使用する。 4. 中央制御室待避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通信設備を使用する。 5. 現場（屋外）間の連絡には、衛星電話設備および無線通信設備等を使用する。 6. 放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。</p> <p><u>(1) 手順着手の判断基準</u> 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。 また、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><u>(配慮すべき事項)</u> ○重大事故等時の対応手段の選択 中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、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所内通信連絡設備（警報装置を含む。）および電力保安通信用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、無線連絡</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>設備および有線式通信設備を使用する。</u> <u>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。</u></p> <hr/> <p><u>発電所外（社内外）との通信連絡</u> <u>当直副長および緊急時対策本部は、緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等および所外関係箇所（社内向）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に接続する通信連絡設備等使用する。</u> <u>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。</u> <u>国の緊急時対策支援システム（ERSS）等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。</u> <u>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。</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <u>1. 緊急時対策所と本社、国、自治体、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に接続する通信連絡設備等を使用する。</u> <u>2. 緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</u> <p><u>（1）手順着手の判断基準</u> <u>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。</u> <u>また、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）の必要な場所で共有する場合。</u></p> <p><u>（配慮すべき事項）</u> <u>○重大事故等時の対応手段の選択</u> <u>中央制御室の重大事故等に対処する要員が、本社およびその関係機関等の間で通信連絡を行う場合は、専用電話設備を使用する。</u> <u>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備および衛星電話設備（社内向）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</u> <u>国との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</u> <u>自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備および専用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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</u></p> <p><u>所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備および電力保安通信用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。</u></p> <p><u>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で共有する場合も同様である。</u></p> <hr/> <p>電源確保</p> <p><u>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）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (1 / 1 1)				・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)	
	操作手順	対応手段	要員	要員数		想定時間
	1	二	二	二		
	2	高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	運転員 (現場)	4		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 (現場)	4		1時間以内
	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	可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 (常設代替直流電源設備による復旧) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3		40分以内
	3	可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 (可搬型直流電源設備による復旧)	操作手順 1 4 と同様			
	3	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3		1時間20分以内
	3	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	運転員 (中央制御室, 現場)	3		25分以内
	3	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	運転員 (中央制御室)	1		1時間10分以内
	3	代替直流電源設備による復旧	緊急時対策要員	2		以内
	3	代替交流電源設備による復旧※	操作手順 1 4 と同様			
	3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3		10時間以内
	4	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却 (交流電源が確保されている場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3		2時間10分以内
	4	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) ※	緊急時対策要員	12		以内
	4	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却 (交流電源が確保されている場合) (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3		3時間10分以内
			緊急時対策要員	12		以内

※ 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)

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (2 / 1 1)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	4	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内	
			緊急時対策要員	12		
	5	原子炉補機代替冷却系による除熱*	運転員 (中央制御室, 現場)	5	7時間20分以内	
			緊急時対策要員	15		
	5	原子炉補機代替冷却系による除熱 (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	7時間以内	
			緊急時対策要員	6		
	5	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱*	操作手順 7 と同様			
	5	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	操作手順 7 と同様			
	5	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ (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がある場合)	操作手順 7 と同様			
	5	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱 (現場操作)	操作手順 7 と同様			
	6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されている場合) *	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内	
			緊急時対策要員	12		
	6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) *	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内	
			緊急時対策要員	12		
	6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (交流電源が確保されている場合) (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内	
			緊急時対策要員	12		
	6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内	
			緊急時対策要員	12		
	7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	7時間20分以内	
			緊急時対策要員	15		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (3 / 1 1)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
	7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保(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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	7時間 以内	
			緊急時対策要員	6		
	7	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分 以内	
			緊急時対策要員	2		
	7	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	運転員 (中央制御室)	1	2時間 以内	
			緊急時対策要員	4		
	7	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ (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がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	6時間40分 以内	
			緊急時対策要員	4		
	7	格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧および除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間50分 以内	
			緊急時対策要員	2		
	8	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器下部への注水*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分 以内	
			緊急時対策要員	12		
	8	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器下部への注水 (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分 以内	
			緊急時対策要員	12		
	8	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による格納容器下部への注水*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分 以内	
			緊急時対策要員	12		
	8	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による格納容器下部への注水 (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分 以内	
			緊急時対策要員	12		
	8	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	操作手順 4 と同様			
	8	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (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がある場合)	操作手順 4 と同様			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (4 / 1 1)				・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)	
	操作手順	対応手段	要員	要員数		想定時間
	9	格納容器フィルタベント系による格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	3		55分以内
	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給*	緊急時対策要員	2		2時間以内
	9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給(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がある場合)	緊急時対策要員	2		6時間40分以内
	9	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様			
	1 0	代替電源設備による必要な設備への給電	操作手順 1 4 と同様			
	1 1	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水	運転員(中央制御室)	1		2時間10分
	1 1	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水*	緊急時対策要員	12		以内
	1 1	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水*	運転員(中央制御室)	1		2時間50分
	1 1	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイ	緊急時対策要員	12		以内
	1 1	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ	運転員(中央制御室)	1		2時間50分
	1 1	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ	緊急時対策要員	12		以内
	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	燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3		25分以内
	1 1	代替電源設備による給電	操作手順 1 4 と同様			
	1 2	大型送水ポンプ車および放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	12		4時間30分以内
	1 2	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	5		4時間20分以内
	1 2	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制(2号炉放水接合槽への設置)	緊急時対策要員	7		3時間以内
	1 2	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制(輪谷湾への設置)	緊急時対策要員	7		24時間以内

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (5 / 1 1)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	1 2	大型送水ポンプ車および放水砲による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	1 2	5時間10分以内	
	1 3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水(高圧原子炉代替注水系による注水(現場手動操作))	操作手順2と同様			
	1 3	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水(原子炉隔離時冷却系による注水(現場手動操作))	操作手順2と同様			
	1 3	サブプレッションチェンバを水源とした格納容器内の減圧および除熱(残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による除熱)※	操作手順7と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした原子炉圧力容器への注水(低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水)※	操作手順4および8と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした格納容器内の冷却(格納容器代替スプレイ系(可搬型)による冷却)※	操作手順6と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした格納容器下部への注水(格納容器代替スプレイ系(可搬型)による注水)※	操作手順8と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした格納容器下部への注水(ペDESTAL代替注水系(可搬型)による注水)※	操作手順8と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による注水)	操作手順11と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による注水)※	操作手順11と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)によるスプレイ)	操作手順11と同様			
	1 3	輪谷貯水槽(西1)および輪谷貯水槽(西2)を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)によるスプレイ)	操作手順11と同様			

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表20 重大事故等対策における操作の成立性（6/11）					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内	
	13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内	
	13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合）（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がある場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	3時間10分以内	
	13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合）（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がある場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	3時間10分以内	
	13	海を水源とした格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内	
	13	海を水源とした格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内	
	13	海を水源とした格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合）（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がある場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	3時間10分以内	
	13	海を水源とした格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（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がある場合））	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	3時間10分以内	
	13	海を水源とした格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考	
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (7/11)				・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)	
	操作手順	対応手段	要員	要員数		想定時間
	1 3	海を水源とした格納容器下部への注水 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による注水 (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がある場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3		3時間 10分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした格納容器下部への注水 (ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3		2時間 10分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした格納容器下部への注水 (ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による注水 (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がある場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3		3時間 10分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による注水)	運転員 (中央制御室)	1		2時間 10分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水)	運転員 (中央制御室)	1		2時間 50分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) によるスプレイ)	運転員 (中央制御室)	1		2時間 10分 以内
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) によるスプレイ)	運転員 (中央制御室)	1	2時間 50分 以内	
			緊急時対策要員	12		
	1 3	海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 (原子炉補機代替冷却系による除熱)※	操作手順 5 と同様			
	1 3	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制 (大型送水ポンプ車および放水砲による拡散抑制)	操作手順 1 2 と同様			
	1 3	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火 (大型送水ポンプ車, 放水砲による泡消火)	操作手順 1 2 と同様			
	1 3	輪谷貯水槽 (西 1) および輪谷貯水槽 (西 2) を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給※	運転員 (中央制御室)	1	2時間 10分 以内	
			緊急時対策要員	12		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表20 重大事故等対策における操作の成立性 (8/11)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	1.3	海を水源とした大量送水車(2台)による低圧原子炉代替注水槽への補給	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	1 12	2時間10分以内	
	1.3	海から輪谷貯水槽(西1)または輪谷貯水槽(西2)への補給(大量送水車による補給)	緊急時対策要員	12	2時間30分以内	
	1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流高圧電源母線B系受電)*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内	
	1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流高圧電源母線A系受電)*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間10分以内	
	1.4	可搬型代替交流電源設備による非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系受電(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し, 非常用交流高圧電源母線A系またはB系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	4時間35分以内	
	1.4	可搬型代替交流電源設備による非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系受電(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し, 非常用交流高圧電源母線A系またはB系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	4時間35分以内	
	1.4	可搬型代替交流電源設備による非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系受電(緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し, 非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系受電の場合)(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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	4時間40分以内	
	1.4	所内常設蓄電式直流電源設備による給電(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への受電切替え)*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分以内	
	1.4	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電(A-115V系充電器盤への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内	
	1.4	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電(B-115V系充電器盤への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内	
	1.4	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電(B1-115V系充電器盤(SA)への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内	
	1.4	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電(SA用115V系充電器盤への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (9 / 1 1)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	1 4	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電 (230V系充電器盤 (R C I C) への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1 時間 20 分以内	
	1 4	中央制御室監視計器 C 系および D 系の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40 分以内	
	1 4	可搬型直流電源設備による給電 (原子炉建物西側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	5 時間 10 分以内	
	1 4	可搬型直流電源設備による給電 (原子炉建物南側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	5 時間 10 分以内	
	1 4	可搬型直流電源設備による給電 (緊急用メタクラ 接続プラグ盤への接続による受電) (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がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	5 時間 50 分以内	
	1 4	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (S A 用 115V 系蓄電池による直流 B - 115V 系直 流盤受電)	運転員 (現場)	2	30 分以内	
	1 4	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (常設代替交流電源設備による A - 115V 系直 流盤受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1 時間 25 分以内	
	1 4	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (原子炉建物西側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A - 115V 系直流盤受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	1 時間 30 分以内	
	1 4	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (原子炉建物南側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A - 115V 系直流盤受電)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	1 時間 30 分以内	
	1 4	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (緊急用メタクラ 接続プラグ盤への接続) による A - 115V 系直 流盤受電 (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がある場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	1 時間 30 分以内	
	1 4	可搬型代替交流電源設備 (原子炉建物西側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による S A ロードセンタおよび S A コントロールセンタ受電	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 3	4 時間 35 分以内	
	1 4	可搬型代替交流電源設備 (原子炉建物南側の 高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による S A ロードセンタおよび S A コントロールセンタ受電	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 3	4 時間 35 分以内	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後					備考
	表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性 (1 0 / 1 1)					・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	
	1 4	可搬型代替交流電源設備 (緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による SA ロードセンタおよび SA コントロールセンタ受電 (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がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	4 時間 40 分以内	
			緊急時対策要員	3		
	1 4	燃料補給設備による給油 (ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給)	緊急時対策要員	2	1 時間 50 分以内	
	1 4	燃料補給設備による給油 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給) ※	緊急時対策要員	2	2 時間 30 分以内	
	1 4	燃料補給設備による給油 (タンクローリから各機器等への給油) ※	緊急時対策要員	2	30 分以内	
	1 5	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段 (可搬型計測器によるパラメータ計測または監視)	運転員 (現場)	2	20 分以内	
	1 5	計器電源が喪失した場合の手段	操作手順 1 4 と同様			
	1 5	設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電※	運転員 (現場)	2	10 分以内	
	1 6	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転手順※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40 分以内	
	1 6	中央制御室待避室の準備手順※	運転員 (現場)	2	30 分以内	
	1 6	チェン징エリアの設営および運用手順	緊急時対策要員	2	2 時間以内	
	1 6	現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順	緊急時対策要員	2	1 個あたり 2 時間以内	
	1 7	可搬式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	緊急時対策要員	2	6 時間 30 分以内	
	1 7	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1 時間 30 分以内	
	1 7	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	1 時間 30 分以内	
	1 7	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1 時間 40 分以内	
	1 7	放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1 時間 20 分以内	
	1 7	放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1 時間 30 分以内	
	1 7	海上モニタリング	緊急時対策要員	3	5 時間 20 分以内	

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後				備考
	表20 重大事故等対策における操作の成立性 (11/11)				・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
	操作手順	対応手段	要員	要員数 想定時間	
	17	モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2 7時間20分以内	
	17	可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2 4時間以内	
	17	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	緊急時対策要員	2 30分以内	
	17	可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2 3時間10分以内	
	17	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14と同様		
	18	緊急時対策所立ち上げの手順(緊急時対策所空気浄化送風機運転手順)	緊急時対策要員	2 1時間30分以内	
	18	緊急時対策所立ち上げの手順(緊急時対策所正圧化装置(空気ポンペ)による空気供給準備手順)	緊急時対策要員	2 2時間以内	
	18	緊急時対策所立ち上げの手順(可搬式エリア放射線モニタの設置手順)	緊急時対策要員	1 20分以内	
	18	可搬式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17と同様		
	18	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等(緊急時対策所正圧化装置(空気ポンペ)による加圧手順)	緊急時対策要員	5 5分以内	
	18	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等(緊急時対策所正圧化装置(空気ポンペ)から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順)	緊急時対策要員	5 5分以内	
	18	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営および運用手順)	緊急時対策要員	1 20分以内	
	18	必要な数の要員の収容に係る手順等(緊急時対策所空気浄化送風機および緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順)	緊急時対策要員	3 6分以内	
	18	代替電源設備からの給電手順(緊急時対策所用発電機準備手順)	緊急時対策要員	3 40分以内	
	18	代替電源設備からの給電手順(緊急時対策所用発電機起動手順)	緊急時対策要員	3 20分以内	
	18	代替電源設備からの給電手順(緊急時対策所用発電機への燃料給油手順)	緊急時対策要員	2 2時間50分以内	
	18	代替電源設備からの給電手順(緊急時対策所用発電機の切替え手順)	緊急時対策要員	2 20分以内	
	19	代替電源設備から給電する手順等	操作手順14および18と同様		

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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</p> <p>(1) 課長（技術）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、手順書を適切に整備し、また、当該手順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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 電源事業本部部長（原子力管理）は、本社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、本社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。</p> <p>2. 1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</p> <p>課長（技術）および電源事業本部部長（原子力管理）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緊急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。</p> <p>また、課長（技術）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の策定、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。</p> <p>(1) 体制の整備</p> <p>大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部および緊急時対策総本部の体制は、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。</p> <p>緊急時対策本部は、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、複数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格納容器の破損等に対応できる体制とする。</p> <p>大規模損壊の発生により要員の被災等による緊急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。）においても、対応できるよう体制を確立する。</p> <p>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緊急時対策要員31名、運転員9名※および自衛消防隊7名の計47名を常時確保し、大規模損壊発生時は指示者が初動の指揮を執る体制を整備する。</p> <p>さらに、発電所構内に常駐する要員により交替要員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。</p> <p>※2号炉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。</p> <p>ア. 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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に対処する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。</p> <p>(ア) 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に対処する要員は、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。</p> <p>(イ) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員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緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室および緊急時対策所にとどまり、その他の緊急時対策要員および自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。</p> <p>(ウ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、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、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。</p> <p>イ. 対応拠点</p> <p>緊急時対策本部長を含む緊急時対策本部の緊急時対策要員および自衛消防隊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物を活用することにより緊急時対策本部の指揮命令系統を維持する。</p> <p>ウ. 支援体制の確立</p> <p>(ア) 緊急時対策総本部体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における緊急時対策総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。</p> <p>(イ) 外部支援体制の確立</p> <p>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。</p> <p>(2) 対応要員への教育訓練の実施</p> <p>課長（技術）および課長（第一発電）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た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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>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、緊急時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。</p> <p><u>ア. 力量の付与のための教育訓練</u></p> <p><u>(ア) 重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応</u></p> <p>「添付3 1. 1 (2) 教育訓練の実施 ア. 力量の付与のための教育訓練」と同じ。</p> <p>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。</p> <p>i. <u>現場での可搬型計測器によるパラメータ計測および監視</u></p> <p>ii. <u>中央制御室損傷時の通信連絡</u></p> <p><u>(イ) その他の大規模損壊対応</u></p> <p>各課長は、重大事故等に対処する要員（運転員を除く。）を新たに認定する場合は、第12条第4項の体制に入るまでに、以下の教育訓練について、手順書に基づき実施する。</p> <p>a. <u>自衛消防隊</u></p> <p>(a) <u>小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車および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ならびに延焼防止のための消火訓練</u></p> <p>b. <u>緊急時対策要員</u></p> <p>(a) <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></p> <p>c. <u>原子力防災管理者およびその代行者</u></p> <p>(a) <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>(ウ) 各課長は、(イ) 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る。</u></p> <p><u>イ. 力量の維持向上のための教育訓練</u></p> <p>各課長は、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。</p> <p>また、重大事故等に対処する要員（運転員を除く。）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、手順書に基づき実施する。</p> <p>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。</p> <p><u>(ア) 自衛消防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></p> <p>a. <u>小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車および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ならびに延焼防止のための消火訓練</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>(イ) 緊急時対策要員については、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。</p> <p>(ウ) 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。</p> <p><u>ウ. 技術的能力の確認訓練</u></p> <p>課長（技術）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。</p> <p>課長（技術）は、緊急時対策要員に対し、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、手順書に基づき実施する。</p> <p>(ア) 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※に年1回以上実施する。</p> <p>※毎年特定の者に偏らないように配慮する。</p> <p>(3) 設備および資機材の配備</p> <p><u>ア. 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</u></p> <p>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。</p> <p>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つつ十分離して配備する。</p> <p>(ア) 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、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管する。</p> <p>(イ) 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、原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物から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事故対処設備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うえで、当該建物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。</p> <p>(ウ) 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。</p> <p>原子炉建物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、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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>イ. 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</u> <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、原子炉建物、制御室建物および廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</u></p> <p><u>(ア) 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。</u></p> <p><u>(イ) 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型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。</u></p> <p><u>(ウ) 炉心損傷および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、高線量対応防護服および個人線量計等の必要な資機材を配備する。</u></p> <p><u>(エ) 化学薬品等が流出した場合に備えて、マスク、長靴等の資機材を配備する。</u></p> <p><u>(オ) 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。</u></p> <p><u>(カ) 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。</u> <u>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、無線通信設備、有線式通信設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。</u></p> <p><u>(キ) 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。</u></p> <p><u>2. 2 手順書の整備</u> <u>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。</u> <u>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。</u></p> <p><u>(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。確率論的リスク評価の結果に基づく事故シナリオ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ナリオについても対応できる手順書として整備する。</u></p> <p><u>(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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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 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、事前予測が可能な竜巻、凍結、積雪、火山については、影響を低減するための必要な安全措置を講じることが考慮する。</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 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、その上で多様性および柔軟性を有する手段を構築する。 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 各課長は、大規模損壊の対応にあたっては、発電所外への放射性物質放出の防止および抑制を最優先とする。</p> <p>ア. 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 課長（燃料技術）は、原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように判断フローを定める。また、手順書を有効、かつ効果的に使用するため、適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を定める。 原子力防災管理者または当直副長は、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、プラント状態の大まかな確認および把握（火災発生の有無建物の損壊状況等）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）の判断材料となる情報連携を行う。 原子力防災管理者または当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止および影響を緩和するための活動を開始する。</p> <p>(ア) 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り原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合または疑われる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> i 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を含む） ii 燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合 iii 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（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合 	<p>・原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p>iv 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合</p> <p><u>(イ) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※</u></p> <p><u>(ウ) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※</u></p> <p>※大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合とは、重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し、事故の進展防止および影響緩和が必要と判断した場合をいう。</p> <p>また、緊急時対策本部は、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>非常招集を行った場合、緊急時対策要員および自衛消防隊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」を定める。</p> <p>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応にあたっては、次に掲げる(ア)、(イ)項を実施する。</p> <p>当直副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、緊急時対策本部に報告し、各班の責任者(統括または班長)は、その時点における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><u>(ア) 当面達成すべき目標の設定</u></p> <p>緊急時対策本部は、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、建物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うえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、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、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・炉心損傷が回避できない場合は、格納容器の破損を回避する。 ・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。 <p>これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ格納容器の破損または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。</p> <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><u>(イ) 個別戦略を選択するための判断フロー</u></p> <p>緊急時対策本部は、(ア)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"> a. 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 <p>原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>b. 設定目標：格納容器の破損回避</u> 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。 格納容器の損傷が発生し、原子炉建物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><u>c. 設定目標：燃料プール水位確保</u> 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。燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物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><u>d. 設定目標：放射性物質拡散抑制</u> 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、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物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><u>イ. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</u> 各課長は、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に対応する手順については、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、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p><u>(ア) 5つの活動または緩和対策を行うための手順書</u></p> <p><u>a. 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</u> 課長（保修管理）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。 また、課長（保修管理）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。 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小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車および化学消防自動車による泡消火ならびに延焼防止のための消火を実施する。 自衛消防隊による消火活動を行う場合でも、消防用に使用する無線通信設備の回線と事故対応用の無線通信設備の回線は同一であることから、緊急時対策本部との継続した連絡が可能である。</p> <p><u>b. 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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（イ）項から（カ）項、（ス）項および（セ）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>（a）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、ATWS緩和設備（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>（b）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、高圧原子炉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原子炉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り原子炉の冷却を試みる。</p> <p>（c）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、原子炉冷却材圧力バウンダリ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原子炉減圧操作を行う。</p> <p>（d）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、低圧注水系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、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系および低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</p> <p>c. 格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、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（ウ）項から（コ）項、（ス）項および（セ）項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>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。</p> <p>（a）格納容器冷却系が故障または全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、消火系、復水輸送系、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>（b）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プレッションチェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>（c）格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、格納容器内の減圧および除熱を行う。</p> <p>（d）炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により格納容器の圧力および温度を低下させる。</p> <p>（e）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熔融炉心と格納容器バウンダリの接触による格納容器の破損を防止するため、</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>格納容器下部への注水を行う。</u></p> <p><u>(f) 格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の格納容器内は不活性ガス(窒素)置換により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ガスおよび酸素ガス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る水素ガスまたは酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により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、格納容器フィルタベント系により水素ガスおよび酸素ガスを格納容器外に排出する手段を有している。</u></p> <p><u>d. 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></p> <p><u>各課長は、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(サ)項および(ス)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>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><u>(a) 燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位(SA)、燃料プール水位・温度(SA)、燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)および燃料プール監視カメラ(SA)を使用する。</u></p> <p><u>(b) 燃料プールの注水機能の喪失または燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)および燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)により燃料プールへ注水することにより、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><u>(c) 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燃料プールの水位維持が行えない場合、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)または燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールスプレイを実施することで、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>(d) 原子炉建物の損壊または放射線量率の上昇により原子炉建物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>e. 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格納容器の破損または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(サ)項および(シ)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</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>





島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<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>(a) 原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合、大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。</u></p> <p><u>(b) その際、防波壁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>(c) 放水することで放射性物質を含む汚染水が雨水排水路および2号炉放水接合槽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>(d) 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等）である場合、大津波警報または津波警報等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>(イ) 「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> 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。</p> <p><u>(ウ) 「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> 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。</p> <p><u>(エ) 「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> 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。</p> <p><u>(オ) 「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</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。</p> <p><u>(カ) 「6. 格納容器内の冷却等のための手順等」</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。</p> <p><u>(キ) 「7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」</u> 各課長は、重大事故等対策にて整備する表7「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。</p> <p><u>(ク) 「8. 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」</u> 各課長は、重大事故等対策にて整備する表8「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。</p> <p><u>(ケ) 「9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等」</u> 各課長は、重大事故等対策にて整備する表9「水素爆発による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。</p> <p><u>(コ) 「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> 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</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
	<p><u>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>(サ)「1.1. 燃料プールの冷却等のための手順等」</u> 各課長は、重大事故等対策にて整備する表1.1「燃料プールの冷却等のための手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(シ)「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」</u> 各課長は、重大事故等対策にて整備する表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」の手順を整備する。</p> <p><u>(ス)「1.3. 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1.3「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。</p> <p><u>(セ)「1.4. 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1.4「電源の確保に関する手順等」の手順を整備する。</p> <p><u>(ソ)「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(イ)項から(セ)項の手順に加えて、以下の手順等を定める。</p> <p><u>i. 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測および監視手順</u> <u>ii. 中央制御室損傷時の通信連絡手順</u></p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(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、原子炉圧力容器への注水、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。</u></p> <p><u>2. 3 定期的な評価</u></p> <p><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、課長(技術)に報告する。</u></p> <p><u>(2)課長(技術)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。</u></p> <p><u>(3)電源事業本部部长(原子力管理)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。</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>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p style="text-align: center;"><u>添付2</u> 管 理 区 域 図 (第91条, 第92条関連)</p> <p style="text-align: center;">管理区域表示凡例</p> <p style="text-align: center;">  管理区域^{※1}  汚染のおそれのない管理区域 </p> <p>※1：第92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。</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付4</u> 管 理 区 域 図 (第91条, 第92条関連)</p> <p style="text-align: center;">管理区域表示凡例</p> <p style="text-align: center;">  管理区域^{※1}  汚染のおそれのない管理区域 </p> <p>※1：第92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。</p>	<p>・記載の適正化</p>





島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
		<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）（附則第1条第4項により、管理区域図「図14. 2号原子炉建物1階、2号タービン建物2階、2号廃棄物処理建物1階」および「図28. 屋外配管トレンチ（1）」の変更は、管理区域の変更をもって適用することとし、それまでの間は従前の例による。）</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p data-bbox="468 604 1041 743"><u>添付3</u> 保 全 区 域 図 (第96条関連)</p>	<p data-bbox="1709 604 2282 743"><u>添付5</u> 保 全 区 域 図 (第96条関連)</p>	<p data-bbox="2635 226 2816 260">・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><u>添付4</u> 管理区域図 (第158条, 第159条関連)</p> <p style="text-align: center;">管理区域表示凡例</p> <p style="text-align: center;">  管理区域※¹  汚染のおそれのない管理区域 </p> <p>※1：第159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。</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付6</u> 管理区域図 (第158条, 第159条関連)</p> <p style="text-align: center;">管理区域表示凡例</p> <p style="text-align: center;">  管理区域※¹  汚染のおそれのない管理区域 </p> <p>※1：第159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。</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p style="text-align: center;">添付 2 に同じ</p>	<p style="text-align: center;">添付 4 に同じ</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p style="text-align: center;">添付5 保 全 区 域 図 (第 1 6 3 条 関 連)</p>	<p style="text-align: center;">添付7 保 全 区 域 図 (第 1 6 3 条 関 連)</p>	<p>・記載の適正化</p>

島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

変更前	変更後	備 考
<p style="text-align: center;">添付 3 に同じ</p>	<p style="text-align: center;">添付 5 に同じ</p>	<p>・記載の適正化</p>