

柏崎刈羽原子力発電所  
保安規定審査資料  
(参考資料)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

令和 2 年 7 月 3 0 日  
東京電力ホールディングス株式会社

# 目 次

## 柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表（案）

第1条～第121条 変更箇所抜粋	1
附則	179
添付 変更箇所抜粋	180

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質保証</b></p> <p>(品質マネジメントシステム計画)</p> <p>第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【品質マネジメントシステム計画】</b></p> <p>1. 目的 本品質マネジメントシステム計画は、柏崎刈羽原子力発電所(以下「発電所」という。)の安全を達成・維持・向上させるため、「原子炉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及び同規則の解釈」(以下「品質管理基準規則」という。)に従って、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(以下「品質マネジメントシステム」という。)を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善するとともに、安全文化及び安全のためのリーダーシップによって原子力の安全を確保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. 用語の定義 以下を除き品質管理基準規則の定義に従う。 (1) 原子炉施設: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:原子炉施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及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(原子炉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 プラントの安全性及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、本条及び第107条において同じ。)</p> <p>4. 品質マネジメントシステム 4.1 一般要求事項 (1) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(以下「組織」という。)は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの実効性を維持するため、継続的に改善する。 (2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、以下の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グレード分けを行う。  a) 業務・原子炉施設又は組織の重要度及びこれらの複雑さの程度 b) 原子炉施設の品質又は業務に関連する原子力安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響 (3) 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。 (4) 組織は、原子炉施設に適用される法令・規制要求事項を明確に認識し、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき各基本マニュアル等に明記する(7.2.1参照)。</p>	<p style="text-align: center;"><b>第2章 品質保証</b></p> <p>(品質マネジメントシステム計画)</p> <p>第3条 第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【品質マネジメントシステム計画】</b></p> <p>1. 目的 本品質マネジメントシステム計画は、柏崎刈羽原子力発電所(以下「発電所」という。)の安全を達成・維持・向上させるため、「原子炉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及び同規則の解釈」(以下「品質管理基準規則」という。)に従って、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(以下「品質マネジメントシステム」という。)を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善するとともに、安全文化及び安全のためのリーダーシップによって原子力の安全を確保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. 用語の定義 以下を除き品質管理基準規則の定義に従う。 (1) 原子炉施設: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:原子炉施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及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(原子炉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 プラントの安全性及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、本条及び第107条において同じ。)</p> <p>4. 品質マネジメントシステム 4.1 一般要求事項 (1) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(以下「組織」という。)は、本品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの実効性を維持するため、継続的に改善する。 (2) 組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、以下の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グレード分けを行う。  a) 業務・原子炉施設又は組織の重要度及びこれらの複雑さの程度 b) 原子炉施設の品質又は業務に関連する原子力安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響 (3) 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。 (4) 組織は、原子炉施設に適用される法令・規制要求事項を明確に認識し、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき各基本マニュアル等に明記する(7.2.1参照)。</p>	<p style="text-align: center; border: 1px solid red; padding: 5px;">7つの約束については 今後反映する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>(5) 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「原子力品質保証規程」に定め、次の事項を実施する。</p> <p>a) <u>プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確にする。</u></p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係(組織内のプロセス間の相互関係を含む。)を図1のとおりとする。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもの実効性の確保に必要なパフォーマンスを示す指標(以下「PI(Performance Indicator)」という。),並びに判断基準及び方法を明確にする。<u>このPIには、原子力規制検査等に関する規則第5条に規定する安全実績指標(特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。)を含める。</u></p> <p>d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。<u>これには、責任及び権限の明確化を含める。</u></p> <p>e) これらのプロセスの運用状況を監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画の目的を達成するため、かつ、実効性を維持するために必要な処置(プロセスの変更を含む。)をとる。</p> <p>g) <u>これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。</u></p> <p>h) <u>原子力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安全に与える潜在的な影響と、原子力安全に係る対策がセキュリティに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</u></p> <p>(6) 組織は、安全文化として目指している状態を含め「健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル」を定めるとともに、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取り組みを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(7) 組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項(法令・規制要求事項を含む。)への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することを決めた場合には、当該プロセスの管理を確実にする。</p>	<p>(5) 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「原子力品質保証規程」に定め、次の事項を実施する。</p> <p>a) <u>プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確にする。</u></p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係(組織内のプロセス間の相互関係を含む。)を図1のとおりとする。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもの実効性の確保に必要なパフォーマンスを示す指標(以下「PI(Performance Indicator)」という。),並びに判断基準及び方法を明確にする。<u>このPIには、原子力規制検査等に関する規則第5条に規定する安全実績指標(特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。)を含める。</u></p> <p>d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。<u>これには、責任及び権限の明確化を含める。</u></p> <p>e) これらのプロセスの運用状況を監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f) これらのプロセスについて、計画の目的を達成するため、かつ、実効性を維持するために必要な処置(プロセスの変更を含む。)をとる。</p> <p>g) <u>これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。</u></p> <p>h) <u>原子力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安全に与える潜在的な影響と、原子力安全に係る対策がセキュリティに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</u></p> <p>(6) 組織は、安全文化として目指している状態を含め「健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル」を定めるとともに、技術的、人的、組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取り組みを通じて、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</p> <p>(7) 組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項(法令・規制要求事項を含む。)への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することを決めた場合には、当該プロセスの管理を確実にする。</p>	

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考																																
<p>図1 . 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係</p>	<p>図1 . 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係</p>																																	
<p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。<u>これらの文書は、保安活動の重要度に応じて作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</u>また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。</p> <p>a) 品質方針及び品質目標 b) 原子力品質保証規程 c) <u>品質管理基準規則</u>が要求する“<u>手順書等</u>”である以下の文書及び記録</p>	<p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。<u>これらの文書は、保安活動の重要度に応じて作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</u>また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。</p> <p>a) 品質方針及び品質目標 b) 原子力品質保証規程 c) <u>品質管理基準規則</u>が要求する“<u>手順書等</u>”である以下の文書及び記録</p>																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>第3条の関連条項</th> <th>原子力品質保証規程の関連条項</th> <th>名称</th> <th>管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>原子力品質監査基本マニュアル</td> <td>内部監査室</td> </tr> <tr> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td><u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u></td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table>	第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名称	管理箇所	4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>	原子力安全・統括部	<table border="1"> <thead> <tr> <th>第3条の関連条項</th> <th>原子力品質保証規程の関連条項</th> <th>名称</th> <th>管理箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>4.2, 7.2.2</td> <td>文書及び記録管理基本マニュアル</td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> <tr> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>8.2.2, 8.5.1</td> <td>原子力品質監査基本マニュアル</td> <td>内部監査室</td> </tr> <tr> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td>8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3</td> <td><u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u></td> <td>原子力安全・統括部</td> </tr> </tbody> </table>	第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名称	管理箇所	4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部	8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>	原子力安全・統括部	
第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名称	管理箇所																															
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部																															
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室																															
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>	原子力安全・統括部																															
第3条の関連条項	原子力品質保証規程の関連条項	名称	管理箇所																															
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	原子力安全・統括部																															
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	内部監査室																															
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>	原子力安全・統括部																															

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

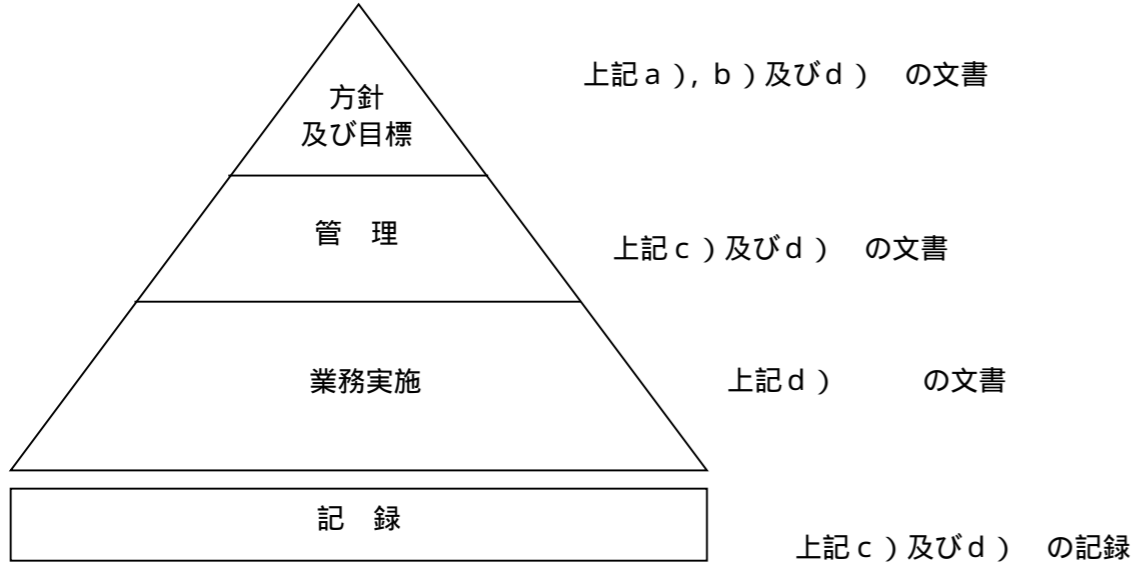
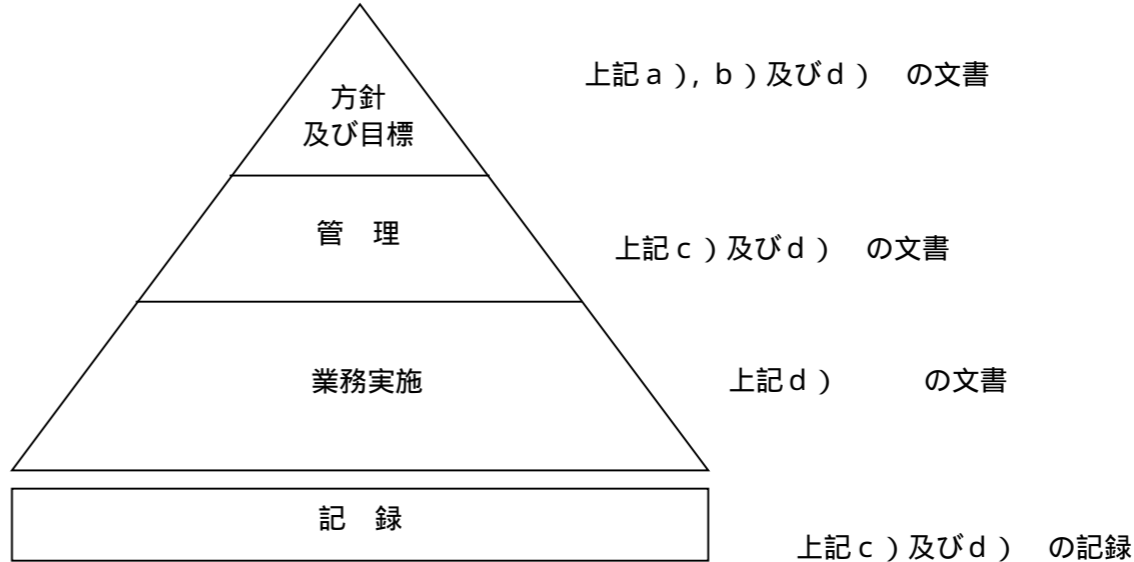
変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))					変更後					備考
d) 組織内のプロセスの <b>実効的</b> な計画,運用及び管理を確実に実施するために,必要と決定した <b>文書及び記録</b> 以下の文書					d) 組織内のプロセスの <b>実効的</b> な計画,運用及び管理を確実に実施するために,必要と決定した <b>文書及び記録</b> 以下の文書					
第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条 <b>以外</b> の 関連条文	第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	管理箇所	第3条 <b>以外</b> の 関連条文	
5.4.1, <a href="#">8.2.1</a> , 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, <a href="#">8.2.1</a> , 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実 施基本マニュアル	原子力安全・統括部	第10条	5.4.1, <a href="#">8.2.1</a> , 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, <a href="#">8.2.1</a> , 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実 施基本マニュアル	原子力安全・統括部	第10条	
<a href="#">5.4.2</a>	<a href="#">5.4.2</a>	<a href="#">原子力リスク管理基本 マニュアル</a>	<a href="#">原子力安全・統括部</a>	-	<a href="#">5.4.2</a>	<a href="#">5.4.2</a>	<a href="#">原子力リスク管理基本 マニュアル</a>	<a href="#">原子力安全・統括部</a>	-	
<a href="#">5.4.2</a> , <a href="#">7.1</a>	<a href="#">5.4.2</a> , <a href="#">7.1</a>	<a href="#">変更管理基本マニユア ル</a>	<a href="#">原子力安全・統括部</a>	-	<a href="#">5.4.2</a> , <a href="#">7.1</a>	<a href="#">5.4.2</a> , <a href="#">7.1</a>	<a href="#">変更管理基本マニユア ル</a>	<a href="#">原子力安全・統括部</a>	-	
<a href="#">5.5.4</a>	<a href="#">5.5.4</a>	保安管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第6条~ <a href="#">第9条の3</a>	<a href="#">5.5.4</a>	<a href="#">5.5.4</a>	保安管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第6条~ <a href="#">第9条の3</a>	
5.6,8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー 実施基本マニュアル	原子力安全・統括部	-	5.6,8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー 実施基本マニュアル	原子力安全・統括部	-	
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	原子力人財育成セ ンター	第118条~第120条	6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	原子力人財育成セ ンター	第118条~第120条	
6.3,6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5,7.6	6.3,6.4, 7.1,7.2.1, 7.5,7.6	運転管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第7条,第11条の2, 第12条~第78条,第84条, <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第95条</a> , <a href="#">第96条</a> , <a href="#">第108条</a> ~ <a href="#">第117条</a> ,第120 条,第121条	6.3,6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5,7.6	6.3,6.4, 7.1,7.2.1, 7.5,7.6	運転管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第7条,第11条の2, 第12条~ <a href="#">第17条</a> , <a href="#">第18条</a> ~第78条,第84条, <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第95条</a> , <a href="#">第96条</a> , <a href="#">第110条</a> ,第120条,第121 条	マニュアル体系 の変更に伴う変更
		燃料管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第19条~第23条, 第25条~第27条,第55条, 第56条,第69条,第72条, 第79条~第86条, <a href="#">第104 条</a> , <a href="#">第105条</a> ,第120条			燃料管理基本マニユア ル	原子力運営管理部	第19条~第23条, 第25条~第27条,第55条, 第56条,第69条,第72条, 第79条~第86条, <a href="#">第104 条</a> , <a href="#">第105条</a> ,第120条	
		放射性廃棄物管理基本 マニュアル	原子力運営管理部	<a href="#">第88条</a> , <a href="#">第88条の2</a> , <a href="#">第89 条</a> , <a href="#">第90条</a> ,第120条,第 121条			放射性廃棄物管理基本 マニュアル	原子力運営管理部	<a href="#">第88条</a> , <a href="#">第88条の2</a> , <a href="#">第89 条</a> , <a href="#">第90条</a> ,第120条,第 121条	
		放射線管理基本マニユ アル	原子力運営管理部	第79条,第86条, <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第88条の3</a> , <a href="#">第90条</a> , <a href="#">第93条</a> ~ <a href="#">第106条</a> , 第118条~第121条			放射線管理基本マニユ アル	原子力運営管理部	第79条,第86条, <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第88条の3</a> , <a href="#">第90条</a> , <a href="#">第93条</a> ~ <a href="#">第106条</a> , 第118条~第121条	
		<a href="#">施設管理基本マニユア ル</a>	原子力運営管理部	<a href="#">第91条</a> , <a href="#">第103条</a> ,第107 条~ <a href="#">第107条の6</a> ,第120 条			<a href="#">施設管理基本マニユア ル</a>	原子力運営管理部	<a href="#">第91条</a> , <a href="#">第103条</a> ,第107 条~ <a href="#">第107条の6</a> ,第120 条	
							<a href="#">原子力災害対策基本マ ニュアル</a>	<a href="#">原子力運営管理部</a>	<a href="#">第17条の2</a> ~ <a href="#">第17条の9</a> , <a href="#">第108条</a> ~ <a href="#">第117条</a>	マニュアル体系 の変更に伴う変更

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))					変更後					備考	
<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	法令等の遵守に係る活動基本マニュアル	原子力安全・統括部	第2条の2	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	法令等の遵守に係る活動基本マニュアル	原子力安全・統括部	第2条の2		
<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル	原子力安全・統括部	-	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	<a href="#">7.1,</a> <a href="#">7.2.1,</a> <a href="#">7.5</a>	健全な安全文化の育成及び維持に係る基本マニュアル	原子力安全・統括部	-		
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	原子力運営管理部	-	7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	原子力運営管理部	-		
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	原子力設備管理部	<a href="#">第107条の2</a>	7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	原子力設備管理部	<a href="#">第107条の2</a>		
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	原子力設備管理部	-	7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	原子力設備管理部	-		
		原子燃料調達基本マニュアル	原子燃料サイクル部	-			原子燃料調達基本マニュアル	原子燃料サイクル部	-		
8.2.4	8.2.4	<a href="#">使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル</a>	原子力運営管理部	第19条,第21条,第22条,第24条,第27条,第30条,第32条,第39条,第41条~第44条,第47条,第49条~第54条,第57条, <a href="#">第60条</a> , <a href="#">第63条</a> , <a href="#">第79条</a> ,第81条,第84条, <a href="#">第86条</a> , <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第104条</a> , <a href="#">第105条</a> , <a href="#">第107条</a> , <a href="#">第107条の4</a> , <a href="#">第107条の5</a> ,第120条	記載の適正化	8.2.4	8.2.4	<a href="#">使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル</a>	原子力運営管理部		第19条,第21条,第22条,第24条,第27条,第30条,第32条,第39条,第41条~第44条,第47条,第49条~第54条,第57条, <a href="#">第59条</a> , <a href="#">第62条</a> , <a href="#">第66条</a> , <a href="#">第79条</a> ,第81条,第84条, <a href="#">第86条</a> , <a href="#">第88条</a> , <a href="#">第104条</a> , <a href="#">第105条</a> , <a href="#">第107条</a> , <a href="#">第107条の4</a> , <a href="#">第107条の5</a> ,第120条
		運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部	第21条,第24条,第27条,第39条,第41条,第51条~第54条,第58条, <a href="#">第60条</a> , <a href="#">第61条</a> ,第67条,第84条,第120条				運転管理基本マニュアル	原子力運営管理部		第21条,第24条,第27条,第39条,第41条,第51条~第54条,第58条~ <a href="#">第60条</a> , <a href="#">第66条</a> ,第67条,第84条,第120条



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>発電所品質保証計画書 要領, 要項, 手引等の手順書 部門作成文書 外部文書 上記</p> <p>で規定する記録</p>  <p>図2 . 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>(1) 組織は、品質マニュアルとして本品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含む「原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。</p> <p>(2) 「原子力品質保証規程」には、次の事項を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 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</li> <li>b) 保安活動の計画, 実施, 評価及び改善に関する事項</li> <li>c) 品質マネジメントシステムの適用範囲</li> <li>d) 品質マネジメントシステムについて確立された“手順書等”又はそれらを参照できる情報</li> <li>e) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</li> </ul>	<p>発電所品質保証計画書 要領, 要項, 手引等の手順書 部門作成文書 外部文書 上記</p> <p>で規定する記録</p>  <p>図2 . 品質マネジメントシステム文書体系図</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>(1) 組織は、品質マニュアルとして本品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含む「原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。</p> <p>(2) 「原子力品質保証規程」には、次の事項を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 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</li> <li>b) 保安活動の計画, 実施, 評価及び改善に関する事項</li> <li>c) 品質マネジメントシステムの適用範囲</li> <li>d) 品質マネジメントシステムについて確立された“手順書等”又はそれらを参照できる情報</li> <li>e) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</li> </ul>	

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムに<u>必要な</u>文書を、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。<u>これには次の事項を含める。</u></p> <p>a) <u>組織として承認されていない文書の使用又は適切でない変更の防止</u></p> <p>b) <u>文書の組織外への流出等の防止</u></p> <p>c) <u>4.2.1c)及び d) の文書の制定及び改訂に係るレビューの結果、当該レビューの結果に基づき講じた処置並びに当該制定及び改訂を承認した者に関する情報の維持</u> また、記録は、4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) <u>組織の要員が判断及び決定に当たり適切な文書を利用できるよう</u>、次の活動に必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。<u>これには、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める。</u></p> <p>a) 発行前に、<u>文書の妥当性をレビューし、承認する。</u></p> <p>b) 文書の改訂の必要性についてレビューする。また、<u>改訂に当たっては、a)と同様にその妥当性をレビューし、承認する。</u></p> <p>c) <u>a)及び b)のレビューを行う際には、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。</u></p> <p>d) 文書の変更の識別及び<u>最新の改訂状況</u>の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用し<u>やすい</u>状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に<u>内容を把握することができるように</u>にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを保持する場合には、<u>その目的にかかわらず、これを識別し管理する。</u></p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、要求事項への適合及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し、<u>保安活動の重要度に応じて</u>管理する。</p> <p>(2) 記録は、読みやすく、容易に<u>内容を把握することができる</u>とともに、識別可能かつ検索可能なように作成する。</p> <p>(3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 <u>経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ</u></p> <p>社長は、<u>原子力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及び実施させるとともに、その実効性の維持及び継続的な改善を、次の業務を行うことによつて実証する。</u></p> <p>a) 品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>c) <u>要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすることを確実にする。</u></p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全を<u>確保すること</u>の重要性を組織内に周知する。</p> <p>g) <u>担当する業務について理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。</u></p> <p>h) <u>すべての階層で行われる決定が、原子力安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</u></p>	<p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムに<u>必要な</u>文書を、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。<u>これには次の事項を含める。</u></p> <p>a) <u>組織として承認されていない文書の使用又は適切でない変更の防止</u></p> <p>b) <u>文書の組織外への流出等の防止</u></p> <p>c) <u>4.2.1c)及び d) の文書の制定及び改訂に係るレビューの結果、当該レビューの結果に基づき講じた処置並びに当該制定及び改訂を承認した者に関する情報の維持</u> また、記録は、4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) <u>組織の要員が判断及び決定に当たり適切な文書を利用できるよう</u>、次の活動に必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。<u>これには、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める。</u></p> <p>a) 発行前に、<u>文書の妥当性をレビューし、承認する。</u></p> <p>b) 文書の改訂の必要性についてレビューする。また、<u>改訂に当たっては、a)と同様にその妥当性をレビューし、承認する。</u></p> <p>c) <u>a)及び b)のレビューを行う際には、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。</u></p> <p>d) 文書の変更の識別及び<u>最新の改訂状況</u>の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用し<u>やすい</u>状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に<u>内容を把握することができるように</u>にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを保持する場合には、<u>その目的にかかわらず、これを識別し管理する。</u></p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 組織は、要求事項への適合及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し、<u>保安活動の重要度に応じて</u>管理する。</p> <p>(2) 記録は、読みやすく、容易に<u>内容を把握することができる</u>とともに、識別可能かつ検索可能なように作成する。</p> <p>(3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。</p> <p>5. 経営責任者等の責任</p> <p>5.1 <u>経営責任者の原子力安全のためのリーダーシップ</u></p> <p>社長は、<u>原子力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及び実施させるとともに、その実効性の維持及び継続的な改善を、次の業務を行うことによつて実証する。</u></p> <p>a) <u>基本姿勢及び</u>品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>c) <u>要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすることを確実にする。</u></p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全を<u>確保すること</u>の重要性を組織内に周知する。</p> <p>g) <u>担当する業務について理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。</u></p> <p>h) <u>すべての階層で行われる決定が、原子力安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</u></p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>5.2 原子力安全の確保の重視  社長は、<u>組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し(7.2.1及び8.2.1参照)、かつ、原子力安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</u></p> <p>5.3 品質方針  社長は、品質方針(健全な安全文化の育成及び維持に関するものを含む。)について、次の事項を確実にする。  <u>なお、健全な安全文化の育成及び維持に関するものは、技術的、人的及び組織的な要因並びにこれらの相互作用が原子力安全に対して影響を及ぼすことを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。</u></p> <p>a) <u>組織の目的及び状況</u>に対して適切である。  b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの<u>実効性の維持及び</u>継続的な改善に対するコミットメントを含む。  c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。  d) 組織全体に伝達され、理解される。  e) 適切性の持続のためにレビューされる。  <u>f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。</u></p> <p>5.4 計画  5.4.1 品質目標  (1) 社長は、「<u>セルフアセスメント実施基本マニュアル</u>」に基づき、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを品質目標(7.1(3)b)参照)が設定されることを確実にする。  <u>また、品質目標には、達成するための計画として次の事項を含める。</u>  a) <u>実施事項</u>  b) <u>必要な資源</u>  c) <u>責任者</u>  d) <u>実施事項の完了時期</u>  e) <u>結果の評価方法</u>  (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画  (1) 社長は、<u>品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画が、4.1に規定する要求事項を満たすように策定されていることを確実にする。</u>  (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、実施される場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、<u>整合が取れているようにするために、「変更管理基本マニュアル」に基づき管理することを確実にする。この変更には、プロセス及び組織の変更(累積的な影響が生じうる軽微な変更を含む。)を含める。</u>  <u>品質マネジメントシステムの変更の計画、実施に当たっては、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</u>  a) <u>品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果(組織の活動として実施する、当該変更による原子力安全への影響の程度の分析及び評価、当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。)</u>  b) <u>品質マネジメントシステムの実効性の維持</u>  c) <u>資源の利用可能性</u>  d) <u>責任及び権限の割り当て</u>  (3) 社長は、「<u>原子力リスク管理基本マニュアル</u>」に基づき、リスク情報が活用され、品質マネジメントシステムの実効性が継続的に改善されていることを確実にする。</p>	<p>5.2 原子力安全の確保の重視  社長は、<u>組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し(7.2.1及び8.2.1参照)、かつ、原子力安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</u></p> <p>5.3 品質方針  社長は、品質方針(健全な安全文化の育成及び維持に関するものを含む。)について、次の事項を確実にする。  <u>なお、健全な安全文化の育成及び維持に関するものは、技術的、人的及び組織的な要因並びにこれらの相互作用が原子力安全に対して影響を及ぼすことを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。</u></p> <p>a) <u>組織の目的及び状況</u>に対して適切である。  b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの<u>実効性の維持及び</u>継続的な改善に対するコミットメントを含む。  c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。  d) 組織全体に伝達され、理解される。  e) 適切性の持続のためにレビューされる。  <u>f) 組織運営に関する方針と整合がとれている。</u></p> <p>5.4 計画  5.4.1 品質目標  (1) 社長は、「<u>セルフアセスメント実施基本マニュアル</u>」に基づき、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを品質目標(7.1(3)b)参照)が設定されることを確実にする。  <u>また、品質目標には、達成するための計画として次の事項を含める。</u>  a) <u>実施事項</u>  b) <u>必要な資源</u>  c) <u>責任者</u>  d) <u>実施事項の完了時期</u>  e) <u>結果の評価方法</u>  (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画  (1) 社長は、<u>品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画が、4.1に規定する要求事項を満たすように策定されていることを確実にする。</u>  (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、実施される場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、<u>整合が取れているようにするために、「変更管理基本マニュアル」に基づき管理することを確実にする。この変更には、プロセス及び組織の変更(累積的な影響が生じうる軽微な変更を含む。)を含める。</u>  <u>品質マネジメントシステムの変更の計画、実施に当たっては、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</u>  a) <u>品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果(組織の活動として実施する、当該変更による原子力安全への影響の程度の分析及び評価、当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。)</u>  b) <u>品質マネジメントシステムの実効性の維持</u>  c) <u>資源の利用可能性</u>  d) <u>責任及び権限の割り当て</u>  (3) 社長は、「<u>原子力リスク管理基本マニュアル</u>」に基づき、リスク情報が活用され、品質マネジメントシステムの実効性が継続的に改善されていることを確実にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>5.5 責任, 権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は, 全社規程である「職制および職務権限規程」を踏まえ, 責任(担当業務に応じて組織の内外に対し業務の内容について説明する責任を含む。)及び権限が第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)及び第9条の2(電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等)に定められ, また, 部門相互間の業務の手順が文書化され, 組織全体に周知されるとともに, 関係する要員が責任を持って業務を遂行できることを確実にする。また, 社長は第4条(保安に関する組織)に定める組織以外の全社組織による, 「職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は, 内部監査室長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し, 与えられている他の責任とかかわりなく, 次に示す責任及び権限を与える。</p> <p>(2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 内部監査プロセスを通じて, 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立, 実施及び、<u>その実効性を維持すること</u>を確実にする。</p> <p>b) 内部監査プロセスを通じて, 品質マネジメントシステムの運用状況及び改善の必要性の有無について, 社長に報告する。</p> <p>c) 内部監査プロセスを通じて, <u>健全な安全文化を育成し, 及び維持することにより</u>, 組織全体にわたって, 原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) <u>内部監査プロセスを通じて, 組織全体にわたって, 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。</u></p> <p>(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス(内部監査プロセスを除く。_)の確立, 実施及び、<u>その実効性を維持すること</u>を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステム(内部監査プロセスを除く。_)の運用状況及び改善の必要性の有無について, 社長に報告する。</p> <p>c) <u>健全な安全文化を育成し, 及び維持することにより</u>, 組織全体(内部監査室を除く。_)にわたって, 原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) <u>組織全体(内部監査室を除く。_)にわたって, 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。</u></p>	<p>5.5 責任, 権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は, 全社規程である「職制および職務権限規程」を踏まえ, 責任(担当業務に応じて組織の内外に対し業務の内容について説明する責任を含む。)及び権限が第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)及び第9条の2(電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等)に定められ, また, 部門相互間の業務の手順が文書化され, 組織全体に周知されるとともに, 関係する要員が責任を持って業務を遂行できることを確実にする。また, 社長は第4条(保安に関する組織)に定める組織以外の全社組織による, 「職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は, 内部監査室長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し, 与えられている他の責任とかかわりなく, 次に示す責任及び権限を与える。</p> <p>(2) 内部監査室長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 内部監査プロセスを通じて, 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立, 実施及び、<u>その実効性を維持すること</u>を確実にする。</p> <p>b) 内部監査プロセスを通じて, 品質マネジメントシステムの運用状況及び改善の必要性の有無について, 社長に報告する。</p> <p>c) 内部監査プロセスを通じて, <u>健全な安全文化を育成し, 及び維持することにより</u>, 組織全体にわたって, 原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) <u>内部監査プロセスを通じて, 組織全体にわたって, 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。</u></p> <p>(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス(内部監査プロセスを除く。_)の確立, 実施及び、<u>その実効性を維持すること</u>を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステム(内部監査プロセスを除く。_)の運用状況及び改善の必要性の有無について, 社長に報告する。</p> <p>c) <u>健全な安全文化を育成し, 及び維持することにより</u>, 組織全体(内部監査室を除く。_)にわたって, 原子力安全の確保についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) <u>組織全体(内部監査室を除く。_)にわたって, 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p><u>5.5.3 管理者</u>                      (1) 社長は、第5条に示す管理者(社長及び管理責任者を除く。)に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。                      a) プロセスが確立され、実施されるとともに、実効性を維持する。                      b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。                      c) 業務の実施状況について評価する(5.4.1及び8.2.3参照)。                      d) 健全な安全文化を育成し、及び維持する。                      e) 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。                      (2) 管理者は、与えられた責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、以下の事項を確実に実施する。                      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及び測定する。                      b) 要員が原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取り組みを積極的に行えるようにする。                      c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。                      d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、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。                      e) 要員が、積極的に業務の改善に対して貢献できるようにする。                      (3) 管理者は、所掌する業務に関する自己評価をあらかじめ定められた間隔で実施する。この自己評価には、安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係るものを含める。</p> <p><u>5.5.4 内部コミュニケーション</u>                      社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの<u>実効性</u>に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー                      5.6.1 一般                      (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切かつ妥当であること及び実効性が維持されていることを評価するために、「マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、<u>年1回以上</u>品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。                      (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。                      (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p><u>5.5.3 管理者</u>                      (1) 社長は、第5条に示す管理者(社長及び管理責任者を除く。)に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。                      a) プロセスが確立され、実施されるとともに、実効性を維持する。                      b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。                      c) 業務の実施状況について評価する(5.4.1及び8.2.3参照)。                      d) 健全な安全文化を育成し、及び維持する。                      e) 法令・規制要求事項を遵守することを確実にする。                      (2) 管理者は、与えられた責任及び権限の範囲において、原子力安全のためのリーダーシップを発揮し、以下の事項を確実に実施する。                      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及び測定する。                      b) 要員が原子力安全に対する意識を向上し、かつ、原子力安全への取り組みを積極的に行えるようにする。                      c) 原子力安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。                      d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、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。                      e) 要員が、積極的に業務の改善に対して貢献できるようにする。                      (3) 管理者は、所掌する業務に関する自己評価をあらかじめ定められた間隔で実施する。この自己評価には、安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係るものを含める。</p> <p><u>5.5.4 内部コミュニケーション</u>                      社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、品質マネジメントシステムの<u>実効性</u>に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー                      5.6.1 一般                      (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切かつ妥当であること及び実効性が維持されていることを評価するために、「マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、<u>年1回以上</u>品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。                      (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに<u>基本姿勢</u>、品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。                      (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>原子力規制委員会への回答文書の反映に伴う変更</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット                      マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 内部監査の結果</li> <li>b) 原子力安全の達成に関する外部の者の意見(外部監査(安全文化の外部評価を含む。))を受けた場合の結果、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む。)</li> <li>c) プロセスの運用状況</li> <li>d) 使用前事業者検査等及び自主検査等の結果</li> <li>e) 品質目標の達成状況</li> <li>f) 健全な安全文化の育成及び維持の状況(内部監査による安全文化の育成及び維持の取り組みの状況に係る評価の結果並びに管理者による安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。)</li> <li>g) 法令・規制要求事項の遵守状況</li> <li>h) 不適合並びに是正処置及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。))並びに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。)</li> <li>i) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ</li> <li>j) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</li> <li>k) 改善のための提案</li> <li>l) 資源の妥当性</li> <li>m) 保安活動の改善のためにとった措置(品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内部及び外部の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。)の実効性</li> </ul> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット                      (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの実効性の維持に必要な改善</li> <li>b) 業務の計画及び実施に係る改善</li> <li>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のための資源の必要性</li> <li>d) 健全な安全文化の育成及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及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。)</li> <li>e) 法令・規制要求事項の遵守に関する改善</li> </ul> <p>6. 資源の運用管理                      6.1 資源の提供                      組織は、原子力安全を確実なものにするために必要な人的資源、インフラストラクチャ、作業環境及びその他必要な資源を明確にし、確保し、提供する。</p> <p>6.2 人的資源                      6.2.1 一般                      組織は、業務の実施に必要な技能及び経験を有し、力量のある者を要員に充てる。この力量には、組織が必要とする技術的、人的及び組織的側面に関する知識を含める。</p>	<p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット                      マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 内部監査の結果</li> <li>b) 原子力安全の達成に関する外部の者の意見(外部監査(安全文化の外部評価を含む。))を受けた場合の結果、地域住民の意見、原子力規制委員会の意見等を含む。)</li> <li>c) プロセスの運用状況</li> <li>d) 使用前事業者検査等及び自主検査等の結果</li> <li>e) 品質目標の達成状況</li> <li>f) 健全な安全文化の育成及び維持の状況(内部監査による安全文化の育成及び維持の取り組みの状況に係る評価の結果並びに管理者による安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係る自己評価の結果を含む。)</li> <li>g) 法令・規制要求事項の遵守状況</li> <li>h) 不適合並びに是正処置及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。))並びに不適合その他の事象から得られた教訓を含む。)</li> <li>i) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ</li> <li>j) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</li> <li>k) 改善のための提案</li> <li>l) 資源の妥当性</li> <li>m) 保安活動の改善のためにとった措置(品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内部及び外部の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。)の実効性</li> </ul> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット                      (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの実効性の維持に必要な改善</li> <li>b) 業務の計画及び実施に係る改善</li> <li>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のための資源の必要性</li> <li>d) 健全な安全文化の育成及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及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。)</li> <li>e) 法令・規制要求事項の遵守に関する改善</li> </ul> <p>6. 資源の運用管理                      6.1 資源の提供                      組織は、原子力安全を確実なものにするために必要な人的資源、インフラストラクチャ、作業環境及びその他必要な資源を明確にし、確保し、提供する。</p> <p>6.2 人的資源                      6.2.1 一般                      組織は、業務の実施に必要な技能及び経験を有し、力量のある者を要員に充てる。この力量には、組織が必要とする技術的、人的及び組織的側面に関する知識を含める。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>6.2.2 力量,教育・訓練及び認識 組織は、<u>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、</u>次の事項を「教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。 a) 要員に必要な力量を明確にする。 b) <u>要員の力量を確保するために、教育・訓練を行うか、又は他の処置(必要な力量を有する要員を新たに配属又は採用することを含む。)</u>をとる。 c) 教育・訓練又は他の処置の<u>実効性</u>を評価する。 d) 要員が、<u>原子力安全に対する</u>自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成<u>及び品質マネジメントシステムの実効性の維持</u>に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。 e) <u>力量,教育・訓練及び他の措置</u>について該当する記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>6.3 <u>インフラストラクチャ</u> 組織は、原子力安全の達成のために必要な<u>インフラストラクチャを関連するマニュアル等にて</u>明確にし、<u>提供し</u>、維持する。</p> <p>6.4 作業環境 組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。<u>この作業環境は、作業場所の放射線量を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する事項及び温度,照度,狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性のある事項を含める。</u></p> <p>7. <u>業務に関する計画の策定及び業務の実施</u> 7.1 業務の計画 (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスの<u>計画を策定し、</u>運転管理(<u>緊急時の措置含む</u>)、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、<u>施設管理,法令等の遵守,健全な安全文化の育成及び維持</u>の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。<u>この計画の策定においては、機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響(4.1(2)c)参照)を考慮する。</u> (2) 業務の計画(<u>計画を変更する場合を含む。)</u>は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる(4.1(5)g)参照)。 (3) 組織は、<u>プロセス及び組織の変更(累積的な影響が生じうるプロセス及び組織の軽微な変更を含む。)</u>を含む業務の計画の策定及び変更に当たって、次の各事項について適切に明確化する。 a) <u>業務の計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果(5.4.2(2)a)と同じ。)</u> b) <u>業務・原子炉施設</u>に対する品質目標及び要求事項 c) <u>業務・原子炉施設</u>に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性 d) その業務・<u>原子炉施設</u>のための検証,妥当性確認,監視,測定,<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>,並びにこれらの合否判定基準 e) <u>業務・原子炉施設</u>のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照) (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した<u>ものとする</u>。</p> <p>7.2 <u>業務・原子炉施設</u>に対する要求事項に関するプロセス 7.2.1 <u>業務・原子炉施設</u>に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を「業務の計画」(7.1参照)において明確にする。 a) 明示されていないが、<u>業務・原子炉施設</u>に不可欠な要求事項 b) <u>業務・原子炉施設</u>に適用される法令・規制要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p>	<p>6.2.2 力量,教育・訓練及び認識 組織は、<u>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、</u>次の事項を「教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。 a) 要員に必要な力量を明確にする。 b) <u>要員の力量を確保するために、教育・訓練を行うか、又は他の処置(必要な力量を有する要員を新たに配属又は採用することを含む。)</u>をとる。 c) 教育・訓練又は他の処置の<u>実効性</u>を評価する。 d) 要員が、<u>原子力安全に対する</u>自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成<u>及び品質マネジメントシステムの実効性の維持</u>に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。 e) <u>力量,教育・訓練及び他の措置</u>について該当する記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>6.3 <u>インフラストラクチャ</u> 組織は、原子力安全の達成のために必要な<u>インフラストラクチャを関連するマニュアル等にて</u>明確にし、<u>提供し</u>、維持する。</p> <p>6.4 作業環境 組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。<u>この作業環境は、作業場所の放射線量を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する事項及び温度,照度,狭小の程度等の作業に影響を及ぼす可能性のある事項を含める。</u></p> <p>7. <u>業務に関する計画の策定及び業務の実施</u> 7.1 業務の計画 (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスの<u>計画を策定し、</u>運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、<u>施設管理,緊急時の措置,法令等の遵守,健全な安全文化の育成及び維持</u>の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。<u>この計画の策定においては、機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は業務が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響(4.1(2)c)参照)を考慮する。</u> (2) 業務の計画(<u>計画を変更する場合を含む。)</u>は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる(4.1(5)g)参照)。 (3) 組織は、<u>プロセス及び組織の変更(累積的な影響が生じうるプロセス及び組織の軽微な変更を含む。)</u>を含む業務の計画の策定及び変更に当たって、次の各事項について適切に明確化する。 a) <u>業務の計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果(5.4.2(2)a)と同じ。)</u> b) <u>業務・原子炉施設</u>に対する品質目標及び要求事項 c) <u>業務・原子炉施設</u>に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性 d) その業務・<u>原子炉施設</u>のための検証,妥当性確認,監視,測定,<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>,並びにこれらの合否判定基準 e) <u>業務・原子炉施設</u>のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4参照) (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した<u>ものとする</u>。</p> <p>7.2 <u>業務・原子炉施設</u>に対する要求事項に関するプロセス 7.2.1 <u>業務・原子炉施設</u>に対する要求事項の明確化 組織は、次の事項を「業務の計画」(7.1参照)において明確にする。 a) 明示されていないが、<u>業務・原子炉施設</u>に不可欠な要求事項 b) <u>業務・原子炉施設</u>に適用される法令・規制要求事項 c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 組織は、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。</p> <p>(5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>組織は、原子力安全に関して組織の外部の者とのコミュニケーションを図るため、以下の事項を含む実効性のある方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。</p> <p>a) 組織の外部の者と効果的に連絡をとり、適切に情報を通知する方法</p> <p>b) 予期せぬ事態において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) 原子力安全に関連する必要な情報を組織の外部の者へ確実に提供する方法</p> <p>d) 原子力安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>組織は、原子炉施設を対象として、「設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発は、設備、施設、ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。また、計画には、不適合及び予期せぬ事象の発生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。)を含める。</p> <p>(2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の段階</p> <p>c) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認並びに管理体制</p> <p>d) 設計・開発に関する責任(説明責任を含む。)及び権限</p> <p>e) 設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に關与するグループ間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p>	<p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 組織は、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項を確実にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。</p> <p>(5) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>組織は、原子力安全に関して組織の外部の者とのコミュニケーションを図るため、以下の事項を含む実効性のある方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。</p> <p>a) 組織の外部の者と効果的に連絡をとり、適切に情報を通知する方法</p> <p>b) 予期せぬ事態において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) 原子力安全に関連する必要な情報を組織の外部の者へ確実に提供する方法</p> <p>d) 原子力安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>組織は、原子炉施設を対象として、「設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発は、設備、施設、ソフトウェアの設計・開発並びに原子力安全のために重要な手順書等の新規制定及び重要な変更を対象とする。また、計画には、不適合及び予期せぬ事象の発生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。)を含める。</p> <p>(2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の段階</p> <p>c) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認並びに管理体制</p> <p>d) 設計・開発に関する責任(説明責任を含む。)及び権限</p> <p>e) 設計・開発に必要な組織の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 組織は、実効的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に關与するグループ間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) <u>業務・原子炉施設</u>の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) <u>業務・原子炉施設</u>の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、<u>次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、承認する。</u></p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な<u>原子炉施設</u>の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)、<u>プロセスの次の段階に移行する前に</u>検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 結果として得られる<u>業務・原子炉施設</u>が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。<u>この妥当性確認は、原子炉施設の設置後でなければ実施することができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に実施する。</u></p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、<u>業務の実施及び原子炉施設の使用</u>の前に、妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	<p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) <u>業務・原子炉施設</u>の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) <u>業務・原子炉施設</u>の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまい(曖昧)でなく、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、<u>次の段階のプロセスに進むにあたり、あらかじめ、承認する。</u></p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。</p> <p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な<u>原子炉施設</u>の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、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を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)、<u>プロセスの次の段階に移行する前に</u>検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 結果として得られる<u>業務・原子炉施設</u>が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。<u>この妥当性確認は、原子炉施設の設置後でなければ実施することができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に実施する。</u></p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、<u>業務の実施及び原子炉施設の使用</u>の前に、妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の<u>原子炉施設</u>を構成する要素(材料又は部品)及び関連する<u>原子炉施設</u>に及ぼす影響の評価を含める。</p> <p>(4) 変更のレビュー、<u>検証及び妥当性確認</u>の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>7.4 調達</p> <p>組織は、「調達管理基本マニュアル」及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) <u>保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品に対する管理の方法及び程度(力量を有する者を組織の外部から確保する際に、業務委託の範囲を明確に定めることを含む。)</u>を定める。<u>この場合、一般産業用工業品については、評価に必要な情報を供給者等から入手し、当該一般産業用工業品が原子炉施設として使用できることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</u></p> <p>(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(5) 組織は、<u>適切な調達の実施に必要な事項(調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者等と共有する場合に必要な措置に関する方法を含む。)</u>を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) <u>組織は、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当する事項を含める。</u></p> <p>a) 製品、<u>業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項</u></p> <p>b) 要員の<u>力量</u>に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) <u>不適合の報告(偽造品、不正品等の報告を含む。)</u>及び<u>処理に関する要求事項</u></p> <p>e) <u>健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</u></p> <p>f) <u>一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</u></p> <p>g) <u>その他調達製品に必要な要求事項</u></p> <p>(2) <u>組織は、供給者の工場等で使用前事業者検査等及び自主検査等又はその他の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ち入りに関することを調達要求事項に含める。</u></p> <p>(3) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) <u>組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</u></p> <p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な<u>検証方法</u>を定めて、実施する。</p> <p>(2) <u>組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を調達要求事項の中で明確にする。</u></p>	<p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の<u>原子炉施設</u>を構成する要素(材料又は部品)及び関連する<u>原子炉施設</u>に及ぼす影響の評価を含める。</p> <p>(4) 変更のレビュー、<u>検証及び妥当性確認</u>の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>7.4 調達</p> <p>組織は、「調達管理基本マニュアル」及び「原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) <u>保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品に対する管理の方法及び程度(力量を有する者を組織の外部から確保する際に、業務委託の範囲を明確に定めることを含む。)</u>を定める。<u>この場合、一般産業用工業品については、評価に必要な情報を供給者等から入手し、当該一般産業用工業品が原子炉施設として使用できることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</u></p> <p>(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p>(5) 組織は、<u>適切な調達の実施に必要な事項(調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者等と共有する場合に必要な措置に関する方法を含む。)</u>を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) <u>組織は、調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当する事項を含める。</u></p> <p>a) 製品、<u>業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項</u></p> <p>b) 要員の<u>力量</u>に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) <u>不適合の報告(偽造品、不正品等の報告を含む。)</u>及び<u>処理に関する要求事項</u></p> <p>e) <u>健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</u></p> <p>f) <u>一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</u></p> <p>g) <u>その他調達製品に必要な要求事項</u></p> <p>(2) <u>組織は、供給者の工場等で使用前事業者検査等及び自主検査等又はその他の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ち入りに関することを調達要求事項に含める。</u></p> <p>(3) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) <u>組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</u></p> <p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な<u>検証方法</u>を定めて、実施する。</p> <p>(2) <u>組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を調達要求事項の中で明確にする。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前（現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可)）	変更後	備考
<p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき、管理された状態で業務を実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) <u>以下の事項を含む原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる。</u>  <u>. 保安のために使用する機器等又は実施する業務の特性</u>  <u>. 当該機器等の使用又は業務の実施により達成すべき結果</u></p> <p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) <u>プロセスの次の段階に進むことの承認が実施されている。</u></p> <p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか<u>不適合その他の事象</u>が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p><u>(3) 妥当性確認の結果の記録を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(4) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</u></p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の<u>力量の確認</u></p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p><u>d) 妥当性の再確認（対象となるプロセスを変更した場合の再確認及び一定時間経過した後に行う定期的な再確認を含む。）</u></p> <p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・<u>原子炉施設</u>を識別し管理する。</p> <p>(2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・<u>原子炉施設</u>の状態を識別し管理する。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・<u>原子炉施設</u>について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4参照）。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の所有物</p> <p>組織は、組織の外部の者の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4参照）。</p> <p>7.5.5 調達製品の管理</p> <p>組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を管理する。この管理には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。また、取替品、予備品にも適用する。</p>	<p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき、管理された状態で業務を実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>a) <u>以下の事項を含む原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる。</u>  <u>. 保安のために使用する機器等又は実施する業務の特性</u>  <u>. 当該機器等の使用又は業務の実施により達成すべき結果</u></p> <p>b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) <u>プロセスの次の段階に進むことの承認が実施されている。</u></p> <p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか<u>不適合その他の事象</u>が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p><u>(3) 妥当性確認の結果の記録を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(4) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</u></p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 設備の承認及び要員の<u>力量の確認</u></p> <p>c) 所定の方法及び手順の適用</p> <p><u>d) 妥当性の再確認（対象となるプロセスを変更した場合の再確認及び一定時間経過した後に行う定期的な再確認を含む。）</u></p> <p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・<u>原子炉施設</u>を識別し管理する。</p> <p>(2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・<u>原子炉施設</u>の状態を識別し管理する。</p> <p>(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務・<u>原子炉施設</u>について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4参照）。</p> <p>7.5.4 組織の外部の者の所有物</p> <p>組織は、組織の外部の者の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4参照）。</p> <p>7.5.5 調達製品の管理</p> <p>組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を管理する。この管理には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。また、取替品、予備品にも適用する。</p>	

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「<u>施設管理基本マニュアル</u>」に基づき、次の事項を満たす。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する(4.2.4参照)。</p> <p>b) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>c) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p><u>(4)測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p><u>(5)規定要求事項にかかわる監視及び測定にソフトウェアを使う場合には、そのソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</u></p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 <u>監視及び測定、分析、評価及び改善</u></p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析、<u>評価</u>及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの<u>パフォーマンス及び実効性</u>を継続的に改善する。 <u>このプロセスには、取り組むべき改善に関係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める。</u></p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p><u>(3)監視及び測定の結果は、要員が容易に取得し、利用できるようにする。</u></p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 <u>組織の外部の者の意見</u></p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの<u>監視及び測定の一環として</u>、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を<u>把握</u>する。この情報の入手及び使用の方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」及び「<u>セルフアセスメント実施基本マニュアル</u>」に定める。</p>	<p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。</p> <p>(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「<u>施設管理基本マニュアル</u>」に基づき、次の事項を満たす。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する(4.2.4参照)。</p> <p>b) 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>c) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</p> <p><u>(4)測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4参照)。組織は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p><u>(5)規定要求事項にかかわる監視及び測定にソフトウェアを使う場合には、そのソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</u></p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 <u>監視及び測定、分析、評価及び改善</u></p> <p>(1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析、<u>評価</u>及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p> <p>a) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの<u>パフォーマンス及び実効性</u>を継続的に改善する。 <u>このプロセスには、取り組むべき改善に関係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める。</u></p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p><u>(3)監視及び測定の結果は、要員が容易に取得し、利用できるようにする。</u></p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 <u>組織の外部の者の意見</u></p> <p>組織は、品質マネジメントシステムの<u>監視及び測定の一環として</u>、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を<u>把握</u>する。この情報の入手及び使用の方法を「外部コミュニケーション基本マニュアル」及び「<u>セルフアセスメント実施基本マニュアル</u>」に定める。</p>	

変更前（現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可)）	変更後	備考
<p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) <u>組織のうち客観的な評価を行う部門は</u>、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、<u>保安活動の重要度に応じて</u>、あらかじめ定められた間隔で「原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムが、<u>本品質マネジメントシステム計画</u>の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムが<u>実効的</u>に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 組織は、監査の対象となる<u>部門、業務</u>、プロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査プログラムを策定し、<u>実施するとともに、監査の実効性を維持</u>する。</p> <p><u>(3)監査の基準、範囲、頻度、方法及び責任</u>を規定する。</p> <p><u>(4)監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。</u></p> <p><u>(5)監査員又は監査に関わる管理者（社長を除く。）は、自らの業務又は自らの管理下にある業務を監査しない。</u></p> <p><u>(6) 監査の計画及び実施、結果の報告並びに記録の作成及び管理について、責任及び権限並びに要求事項を「原子力品質監査基本マニュアル」に定める。この責任及び権限には、必要に応じて監査員又は監査を実施した部門が社長に直接報告する権限を含める。</u></p> <p><u>(7) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(8) 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監査結果を通知する。</u></p> <p><u>(9)監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。組織は、フォローアップとして、とられた処置の検証及び検証結果を報告させる（8.5.2参照）。</u></p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定には、「セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切な方法を適用する。</p> <p><u>監視及び測定の対象には、業務・原子炉施設に係る不適合についての弱点のある分野及び強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</u></p> <p>a) <u>監視及び測定の実施時期</u></p> <p>b) <u>監視及び測定の結果の分析及び評価の方法並びにその時期</u></p> <p><u>(2) 監視及び測定の実施に際しては、保安活動の重要度に応じて、PIを用いる（4.1(5)c)参照）。</u></p> <p><u>(3) これらの方法は、プロセスが品質マネジメントシステムの計画（5.4.2(1)参照）及び業務の計画（7.1(1)参照）で定めた結果を得ることができることを実証するものとする。</u></p> <p><u>(4) 組織は、監視及び測定の結果に基づき、業務の改善のために、必要な措置をとる。</u></p> <p><u>(5) 計画どおりの結果が達成できない又はできないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切に修正及び是正処置をとる。</u></p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、<u>原子炉施設</u>の要求事項が満たされていることを検証するために、「<u>使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル</u>」及び「<u>運転管理基本マニュアル</u>」に基づき、業務の計画（7.1参照）に従って、適切な段階で<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>を実施する。</p> <p><u>(2) 使用前事業者検査等及び自主検査等の合否判定基準への適合の証拠（必要に応じ、使用した試験体、測定機器等に関する記録を含める。）を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(3) プロセスの次の段階に進むことを承認した人を記録する（4.2.4参照）。</u></p> <p>(4) 業務の計画（7.1参照）で決めた<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>を支障なく完了するまでは、<u>プロセスの次の段階に進むことの承認</u>をしない。ただし、当該の権限をもつ者が<u>計画に定める手順により承認したときは、この限りではない。</u></p> <p><u>(5) 保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等及び自主検査等の独立性を確保する。この場合、対象となる原子炉施設を所管する部門とは異なる部門に属する要員とすることその他の方法により、中立性及び信頼性が損なわれないようにする（自主検査等においては必要に応じるものとする。）。</u></p>	<p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) <u>組織のうち客観的な評価を行う部門は</u>、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、<u>保安活動の重要度に応じて</u>、あらかじめ定められた間隔で「原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムが、<u>本品質マネジメントシステム計画</u>の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムが<u>実効的</u>に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 組織は、監査の対象となる<u>部門、業務</u>、プロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査プログラムを策定し、<u>実施するとともに、監査の実効性を維持</u>する。</p> <p><u>(3)監査の基準、範囲、頻度、方法及び責任</u>を規定する。</p> <p><u>(4)監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。</u></p> <p><u>(5)監査員又は監査に関わる管理者（社長を除く。）は、自らの業務又は自らの管理下にある業務を監査しない。</u></p> <p><u>(6) 監査の計画及び実施、結果の報告並びに記録の作成及び管理について、責任及び権限並びに要求事項を「原子力品質監査基本マニュアル」に定める。この責任及び権限には、必要に応じて監査員又は監査を実施した部門が社長に直接報告する権限を含める。</u></p> <p><u>(7) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(8) 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監査結果を通知する。</u></p> <p><u>(9)監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。組織は、フォローアップとして、とられた処置の検証及び検証結果を報告させる（8.5.2参照）。</u></p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定には、「セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切な方法を適用する。</p> <p><u>監視及び測定の対象には、業務・原子炉施設に係る不適合についての弱点のある分野及び強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</u></p> <p>a) <u>監視及び測定の実施時期</u></p> <p>b) <u>監視及び測定の結果の分析及び評価の方法並びにその時期</u></p> <p><u>(2) 監視及び測定の実施に際しては、保安活動の重要度に応じて、PIを用いる（4.1(5)c)参照）。</u></p> <p><u>(3) これらの方法は、プロセスが品質マネジメントシステムの計画（5.4.2(1)参照）及び業務の計画（7.1(1)参照）で定めた結果を得ることができることを実証するものとする。</u></p> <p><u>(4) 組織は、監視及び測定の結果に基づき、業務の改善のために、必要な措置をとる。</u></p> <p><u>(5) 計画どおりの結果が達成できない又はできないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切に修正及び是正処置をとる。</u></p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 組織は、<u>原子炉施設</u>の要求事項が満たされていることを検証するために、「<u>使用前事業者検査等及び自主検査等基本マニュアル</u>」及び「<u>運転管理基本マニュアル</u>」に基づき、業務の計画（7.1参照）に従って、適切な段階で<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>を実施する。</p> <p><u>(2) 使用前事業者検査等及び自主検査等の合否判定基準への適合の証拠（必要に応じ、使用した試験体、測定機器等に関する記録を含める。）を維持する（4.2.4参照）。</u></p> <p><u>(3) プロセスの次の段階に進むことを承認した人を記録する（4.2.4参照）。</u></p> <p>(4) 業務の計画（7.1参照）で決めた<u>使用前事業者検査等及び自主検査等</u>を支障なく完了するまでは、<u>プロセスの次の段階に進むことの承認</u>をしない。ただし、当該の権限をもつ者が<u>計画に定める手順により承認したときは、この限りではない。</u></p> <p><u>(5) 保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等及び自主検査等の独立性を確保する。この場合、対象となる原子炉施設を所管する部門とは異なる部門に属する要員とすることその他の方法により、中立性及び信頼性が損なわれないようにする（自主検査等においては必要に応じるものとする。）。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理(不適合を関連する管理者に報告することを含む。)並びにそれに関連する責任及び権限を「<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>」に規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、<u>原子力安全に及ぼす影響を評価した上で</u>、特別採用によって、<u>機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う。</u></p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置(廃棄を含む。)をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための<u>検証</u>を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4.2.4参照)</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、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 データの分析及び評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び<u>実効性</u>を実証するため、また、品質マネジメントシステムの<u>実効性</u>の継続的な改善(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、<u>実効性を改善することを含む。</u>)の必要性を評価するために、「セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析及び<u>これに基づく評価</u>によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の<u>受けとめの傾向及び特徴その他分析により得られる知見</u>(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>c) <u>是正処置を行う端緒となるもの</u>を含む、プロセス及び<u>原子炉施設</u>の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、<u>未然防止処置</u>及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの<u>実効性を向上させるために必要な変更を行い</u>、継続的に改善する。</p>	<p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 組織は、業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理(不適合を関連する管理者に報告することを含む。)並びにそれに関連する責任及び権限を「<u>不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル</u>」に規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b) 当該の権限をもつ者が、<u>原子力安全に及ぼす影響を評価した上で</u>、特別採用によって、<u>機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う。</u></p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置(廃棄を含む。)をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための<u>検証</u>を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4.2.4参照)</p> <p>(6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、「トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、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 データの分析及び評価</p> <p>(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び<u>実効性</u>を実証するため、また、品質マネジメントシステムの<u>実効性</u>の継続的な改善(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、<u>実効性を改善することを含む。</u>)の必要性を評価するために、「セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析及び<u>これに基づく評価</u>によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <p>a) 原子力安全の達成に関する外部の<u>受けとめの傾向及び特徴その他分析により得られる知見</u>(8.2.1参照)</p> <p>b) 業務・<u>原子炉施設</u>に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>c) <u>是正処置を行う端緒となるもの</u>を含む、プロセス及び<u>原子炉施設</u>の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4参照)</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、<u>未然防止処置</u>及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの<u>実効性を向上させるために必要な変更を行い</u>、継続的に改善する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前(現行規定:ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、<u>不適合その他の事象の再発防止のため、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき、速やかに原因を除去する処置をとる。</u></p> <p>(2) 是正処置は、<u>検出された不適合その他の事象の原子力安全に及ぼす影響に応じたものとし、次に定めるところにより速やかに実施する。</u></p> <p>a) <u>是正処置の必要性を、次に定めるところにより評価する。</u></p> <p><u>不適合その他の事象のレビュー及び分析。これには以下の事項を含める。</u></p> <p><u>情報の収集、整理</u></p> <p><u>技術的、人的及び組織的側面等の考慮</u></p> <p><u>当該不適合の原因の特定。これには、必要に応じて以下の事項を含める。</u></p> <p><u>日常業務のマネジメント</u></p> <p><u>安全文化の弱点のある分野及び強化すべき分野との関係の整理</u></p> <p><u>類似の不適合その他の事象の有無又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。</u></p> <p>b) <u>必要な処置を決定し実施する。</u></p> <p>c) <u>とったすべての是正処置の実効性をレビューする。</u></p> <p>d) <u>必要な場合には、計画策定段階で決定した業務・原子炉施設に係る改善のためにとった措置(5.6.2 m)と同じ。)を変更する。</u></p> <p>e) <u>必要な場合には、品質マネジメントシステムを変更する。</u></p> <p>f) <u>原子力安全に対する影響が大きい不適合(単独の事象では影響が小さくても、繰り返し同様の事象が発生することにより原子力安全に及ぼす影響が増大するおそれのあるものを含む。)については、根本的な原因の分析に関する事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定し、実施する。</u></p> <p>g) <u>とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p>(3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(4) 組織は、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」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、適切な是正処置をとる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、<u>起こり得る不適合(他の原子炉施設及び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し特定した問題を含む。)が発生することを防止するために、他の原子炉施設及びその他の施設から得られた運転経験等の知見(BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。)の活用を含め、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき、適切な未然防止処置を講じる。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者等と共有することを含む。</u></p> <p>(2) <u>未然防止処置は、起こり得る不適合の重要性に応じたものとし、次に定めるところにより実施する。</u></p> <p>a) <u>起こり得る不適合及びその原因を調査する。</u></p> <p>b) <u>未然防止処置の必要性を評価する。</u></p> <p>c) <u>必要な未然防止処置を決定及び実施する。</u></p> <p>d) <u>とったすべての未然防止処置の実効性をレビューする。</u></p> <p>e) <u>とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p>(3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定する。</p>	<p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 組織は、<u>不適合その他の事象の再発防止のため、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき、速やかに原因を除去する処置をとる。</u></p> <p>(2) 是正処置は、<u>検出された不適合その他の事象の原子力安全に及ぼす影響に応じたものとし、次に定めるところにより速やかに実施する。</u></p> <p>a) <u>是正処置の必要性を、次に定めるところにより評価する。</u></p> <p><u>不適合その他の事象のレビュー及び分析。これには以下の事項を含める。</u></p> <p><u>情報の収集、整理</u></p> <p><u>技術的、人的及び組織的側面等の考慮</u></p> <p><u>当該不適合の原因の特定。これには、必要に応じて以下の事項を含める。</u></p> <p><u>日常業務のマネジメント</u></p> <p><u>安全文化の弱点のある分野及び強化すべき分野との関係の整理</u></p> <p><u>類似の不適合その他の事象の有無又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。</u></p> <p>b) <u>必要な処置を決定し実施する。</u></p> <p>c) <u>とったすべての是正処置の実効性をレビューする。</u></p> <p>d) <u>必要な場合には、計画策定段階で決定した業務・原子炉施設に係る改善のためにとった措置(5.6.2 m)と同じ。)を変更する。</u></p> <p>e) <u>必要な場合には、品質マネジメントシステムを変更する。</u></p> <p>f) <u>原子力安全に対する影響が大きい不適合(単独の事象では影響が小さくても、繰り返し同様の事象が発生することにより原子力安全に及ぼす影響が増大するおそれのあるものを含む。)については、根本的な原因の分析に関する事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定し、実施する。</u></p> <p>g) <u>とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p>(3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定する。</p> <p>(4) 組織は、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」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、適切な是正処置をとる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 組織は、<u>起こり得る不適合(他の原子炉施設及び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し特定した問題を含む。)が発生することを防止するために、他の原子炉施設及びその他の施設から得られた運転経験等の知見(BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。)の活用を含め、「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に基づき、適切な未然防止処置を講じる。この活用には、保安活動の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者等と共有することを含む。</u></p> <p>(2) <u>未然防止処置は、起こり得る不適合の重要性に応じたものとし、次に定めるところにより実施する。</u></p> <p>a) <u>起こり得る不適合及びその原因を調査する。</u></p> <p>b) <u>未然防止処置の必要性を評価する。</u></p> <p>c) <u>必要な未然防止処置を決定及び実施する。</u></p> <p>d) <u>とったすべての未然防止処置の実効性をレビューする。</u></p> <p>e) <u>とったすべての処置の結果を記録し、これを維持する(4.2.4参照)。</u></p> <p>(3) (1)及び(2)に示す事項を「不適合管理及び是正処置・未然防止処置基本マニュアル」に規定する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

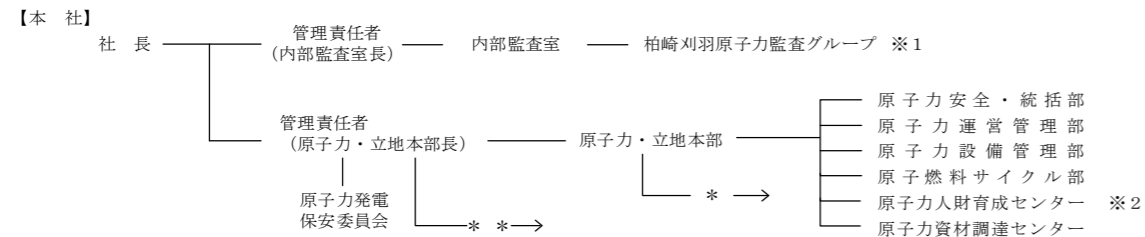
変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">第 3 章 体制及び評価</p> <p>第 1 節 保安管理体制</p> <p>(保安に関する組織)</p> <p>第 4 条 発電所の保安に関する組織は、図 4 のとおりとする。</p>	<p style="text-align: center;">第 3 章 体制及び評価</p> <p>第 1 節 保安管理体制</p> <p>(保安に関する組織)</p> <p>第 4 条 発電所の保安に関する組織は、図 4 のとおりとする。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

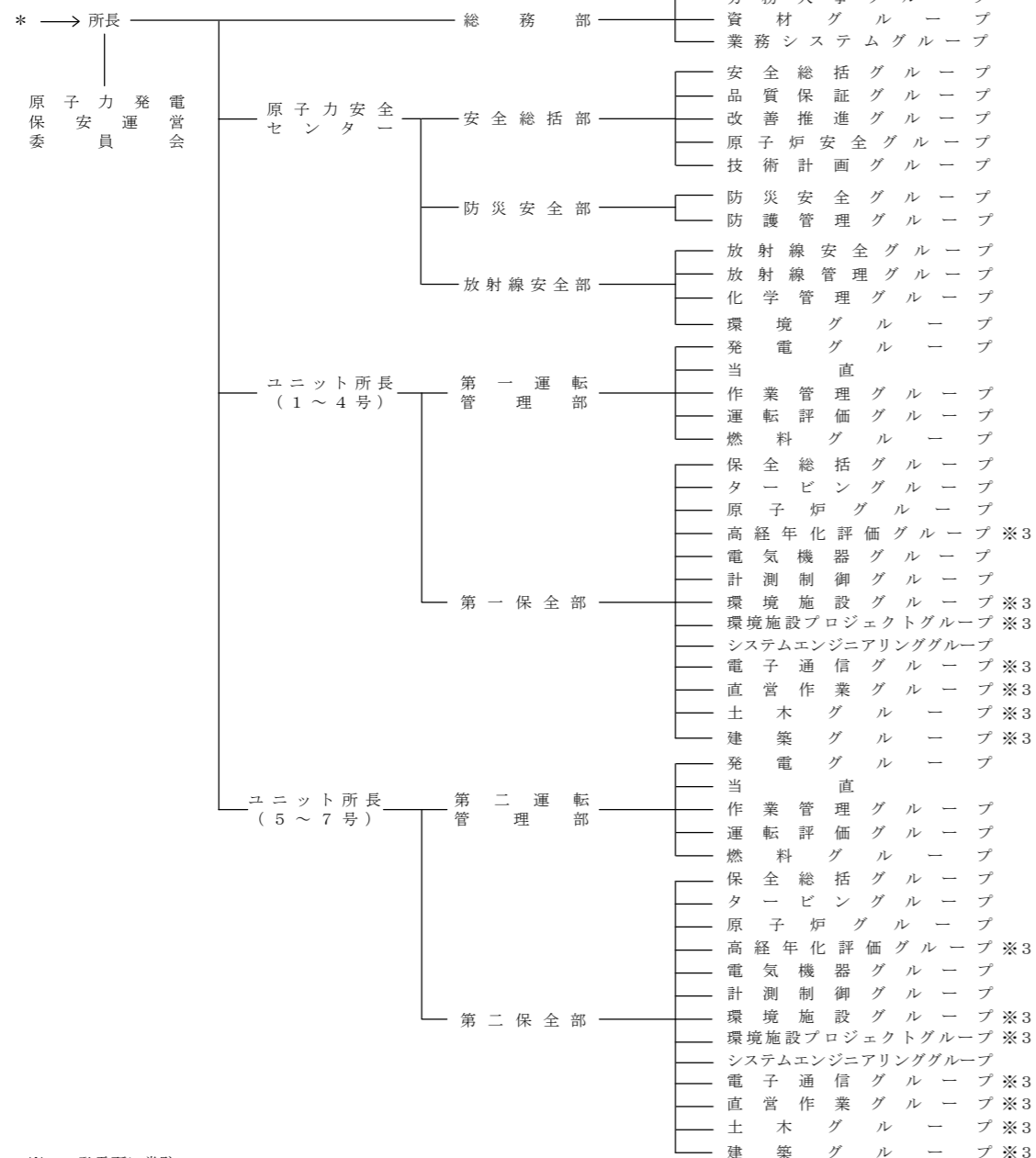
変更前

図4



【柏崎刈羽原子力発電所】

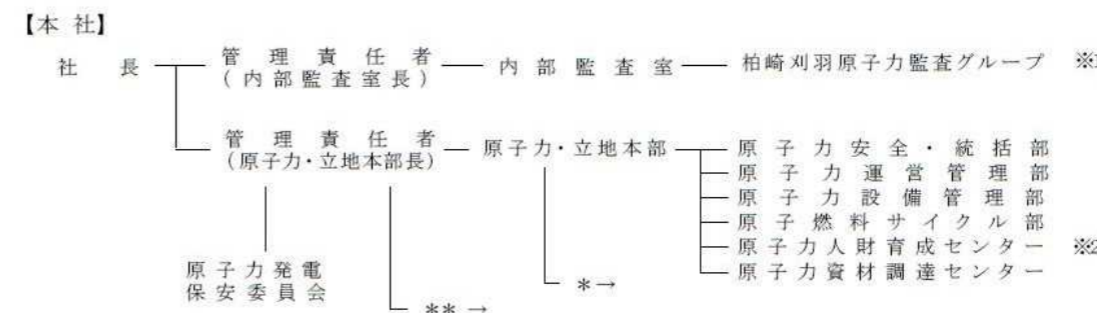
\*\* → 原子炉主任技術者



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

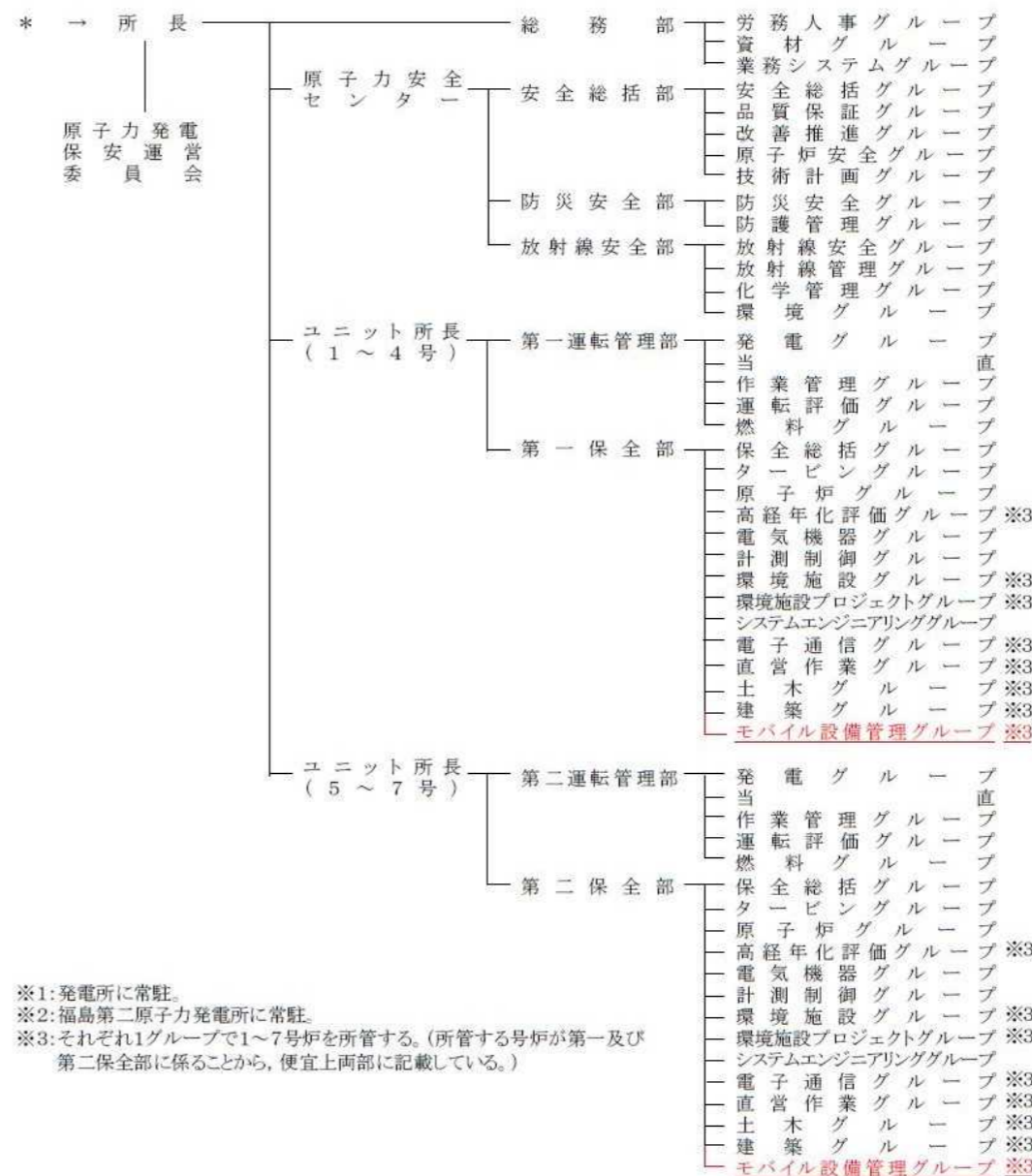
変更後

図4



【柏崎刈羽原子力発電所】

\*\* → 原子炉主任技術者



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(原子力発電保安運営委員会)                      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。                      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> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 保安管理体制に関する事項</li> <li>(2) 原子炉施設の定期的な評価に関する事項</li> <li>(3) 運転管理に関する事項</li> <li>(4) 燃料管理に関する事項</li> <li>(5) 放射性廃棄物管理に関する事項</li> <li>(6) 放射線管理に関する事項</li> <li>(7) 保守管理に関する事項</li> <li>(8) 原子炉施設の改造に関する事項</li> <li>(9) 緊急時における運転操作に関する事項</li> <li>(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</li> </ul> <p>3. 所長を委員長とする。                      4. 運営委員会は、委員長、原子力安全センター所長、安全総括部長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p>	<p>(原子力発電保安運営委員会)                      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。                      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> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 保安管理体制に関する事項</li> <li>(2) 原子炉施設の定期的な評価に関する事項</li> <li>(3) 運転管理に関する事項<sup>※1</sup></li> <li>(4) 燃料管理に関する事項</li> <li>(5) 放射性廃棄物管理に関する事項</li> <li>(6) 放射線管理に関する事項</li> <li>(7) 保守管理に関する事項</li> <li>(8) 原子炉施設の改造に関する事項</li> <li>(9) 緊急時における運転操作に関する事項</li> <li>(10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項</li> </ul> <p>3. 所長を委員長とする。                      4. 運営委員会は、委員長、原子力安全センター所長、安全総括部長、<u>原子炉主任技術者</u>に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。</p> <p><u>※1：以下の事項を含む。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・誤操作の防止に関する事項（7号炉）</li> <li>・火災、内部溢水（7号炉）、火山影響等（7号炉）、その他自然災害及び有毒ガス発生時（7号炉）の体制の整備に関する事項</li> <li>・重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項（7号炉）</li> </ul>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（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>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」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118条及び第119条については、原子力・立地本部長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121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。</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><u>2.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、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="157 1230 1279 1682"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度及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78条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第82条 (燃料取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第92条 (管理区域の設定及び解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除</td> </tr> <tr> <td>第118条 (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第119条 (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条 文	内 容	第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画	第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除	第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>(<u>原子炉</u>主任技術者の職務等)</p> <p>第9条 <u>原子炉</u>主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」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118条及び第119条については、原子力・立地本部長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121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。</p> <p>(6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。</p> <p>(7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。</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><u>2. 重大事故等時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</u></p> <p><u>3.</u> 原子炉施設の運転に従事する者は、<u>原子炉</u>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="1389 989 2555 1724"> <thead> <tr> <th>条 文</th> <th>内 容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><u>第12条 (運転員等の確保)</u></td> <td><u>第5項、第6項、第8項及び第9項の定める体制の構築</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u></td> <td><u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u></td> </tr> <tr> <td><u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u></td> <td><u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u></td> </tr> <tr> <td>第37条 (原子炉冷却材温度及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78条 (異常収束後の措置)</td> <td>原子炉の再起動</td> </tr> <tr> <td>第82条 (燃料取替実施計画)</td> <td>燃料取替実施計画</td> </tr> <tr> <td>第92条 (管理区域の設定及び解除)</td> <td>第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除</td> </tr> <tr> <td>第118条 (所員への保安教育)</td> <td>所員の保安教育実施計画</td> </tr> <tr> <td>第119条 (協力企業従業員への保安教育)</td> <td>協力企業従業員の保安教育実施計画</td> </tr> </tbody> </table>	条 文	内 容	<u>第12条 (運転員等の確保)</u>	<u>第5項、第6項、第8項及び第9項の定める体制の構築</u>	<u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u>	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u>	<u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u>	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u>	第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値	第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動	第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画	第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除	第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画	第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規基準の施行に伴う変更)</p>
条 文	内 容																																			
第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除																																			
第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			
条 文	内 容																																			
<u>第12条 (運転員等の確保)</u>	<u>第5項、第6項、第8項及び第9項の定める体制の構築</u>																																			
<u>第17条の7 (重大事故等発生時の体制の整備)</u>	<u>第3項に定める成立性の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u>																																			
<u>第17条の8 (大規模損壊発生時の体制の整備)</u>	<u>第1項に定める技術的能力の確認訓練の実施計画 (7号炉)</u>																																			
第37条 (原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値																																			
第78条 (異常収束後の措置)	原子炉の再起動																																			
第82条 (燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画																																			
第92条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 第7項に定める管理区域の設定及び解除																																			
第118条 (所員への保安教育)	所員の保安教育実施計画																																			
第119条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画																																			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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	<u>第17条（火災発生時の体制の整備）</u>	<u>火災が発生した場合に講じた措置の結果</u>	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	<u>第17条の2（内部溢水発生時の体制の整備）</u>	<u>内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果（7号炉）</u>	
第35条（原子炉停止時冷却系その2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間	<u>第17条の3（火山影響等発生時の体制の整備）</u>	<u>火山影響等発生時に講じた措置の結果</u>	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
第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	<u>第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）</u>	<u>地震、津波及び竜巻等が発生した場合に講じた措置の結果</u>	
第73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	<u>第17条の5（有毒ガス発生時の体制の整備）</u>	<u>有毒ガス発生時に講じた措置の結果（7号炉）</u>	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
	運転上の制限を満足していると判断した場合	<u>第17条の7（重大事故等発生時の体制の整備）</u>	<u>成立性の確認訓練の結果（7号炉）</u>	
第74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	<u>第17条の8（大規模損壊発生時の体制の整備）</u>	<u>技術的能力の確認訓練の結果（7号炉）</u>	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
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順	
第76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及び対応措置	第35条（原子炉停止時冷却系その2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間	
第77条（異常時の措置）	異常の収束	<u>第66条（重大事故等対処設備）</u>	<u>要求される代替措置の確認（7号炉）</u>	
第82条（燃料取替実施計画）	第3項に定める取替炉心の安全性の評価結果	第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順	
第121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73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	
	放射性液体廃棄物又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		運転上の制限を満足していると判断した場合	
	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	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又は原子炉熱出力の復帰	必要な安全措置	
	实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。） <u>第19条の17</u> 第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合	運転上の制限外から復帰していると判断した場合	運転上の制限を満足していると判断した場合	
		第74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	
		第76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及び対応措置	
		第77条（異常時の措置）	異常の収束	
		第82条（燃料取替実施計画）	第3項に定める取替炉心の安全性の評価結果	
		第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
			放射性液体廃棄物又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	
			实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。） <u>第134条</u> 第2号から第14号に定める報告事象が生じた場合	



変 更 前	変 更 後	備 考																																																												
<p style="text-align: center;"><b>第4章 運転管理</b></p> <p>第1節 通 則</p> <p>(構成及び定義)</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72条から第75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</p> <p>(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</p> <p>(3) 第3項: 運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1" data-bbox="136 709 1190 1119"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運 転</th> <th>起 動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運 転</td> <td>起 動</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上 ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td></td> <td></td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、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GMが判断した場合</p> <p>(2) 第2項の確認を行うことができなかった場合</p> <p>(3) 第2項に係らず運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>※2: 第69条、第70条及び第71条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="136 1438 1308 1948"> <tbody> <tr> <td>管理的手段による 確認</td> <td>                     系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。                      (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。                      (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。                      (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。                      (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟<sup>※3</sup>内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満		管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又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。	<p style="text-align: center;"><b>第4章 運転管理</b></p> <p>第1節 通 則</p> <p>(構成及び定義)</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72条から第75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</p> <p>(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</p> <p>(3) 第3項: 運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置</p> <p>表11<sup>※2</sup></p> <table border="1" data-bbox="1389 709 2442 1119"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>運 転</th> <th>起 動</th> <th>高温停止</th> <th>冷温停止</th> <th>燃料交換</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉モード スイッチの位置</td> <td>運 転</td> <td>起 動</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> <td>燃料取替 又は 停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器 締付ボルトの状態</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>全ボルト 締付</td> <td>1本以上 ボルトが緩め られている</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td></td> <td></td> <td>100℃ 以上</td> <td>100℃ 未満</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、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GMが判断した場合</p> <p>(2) 第2項の確認を行うことができなかった場合</p> <p>(3) 第2項に係らず運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合</p> <p>※2: 第69条、第70条及び第71条の適用時は当該条文による。</p> <p>3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1389 1438 2561 1948"> <tbody> <tr> <td>管理的手段による 確認</td> <td>                     系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。                      (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。                      (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。                      (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。                      (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟<sup>※3</sup>内で照射された燃料に係る作業</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換	原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている	原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満		管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。	原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。	原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又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。	
原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																									
原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止																																																									
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている																																																									
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満																																																										
管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。																																																													
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																													
原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又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。																																																													
原子炉の状態	運 転	起 動	高温停止	冷温停止	燃料交換																																																									
原子炉モード スイッチの位置	運 転	起 動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止																																																									
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上 ボルトが緩め られている																																																									
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満																																																										
管理的手段による 確認	系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を選択して間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。 (1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。 (2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。 (3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。 (4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。																																																													
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。																																																													
原子炉建屋原子炉棟 <sup>※3</sup> 内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又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。																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考	
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）	
速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、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、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。	速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、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、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。		
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	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 制御棒駆動水圧系の駆動水及び排水の元弁を閉鎖することをいう。 [6号炉及び7号炉] 制御棒駆動機構の駆動電源が切操作されていることをいう。	制御棒駆動機構を除外	[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 制御棒駆動水圧系の駆動水及び排水の元弁を閉鎖することをいう。 [6号炉及び7号炉] 制御棒駆動機構の駆動電源が切操作されていることをいう。		
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。	挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。		
定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。	定検停止後の原子炉起動	定期検査のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。		
定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。	定検停止時	定期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・引抜及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・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及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・引抜及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・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。		
※3：6号炉及び7号炉においては、原子炉建屋原子炉区域をいう。		<b>重大事故</b>			
※4：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。		<u>実用炉規則第4条にて掲げる「炉心の著しい損傷及び核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」をいう。</u>			
		<b>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</b>			
		<u>使用済燃料プールに照射された燃料を1体以上貯蔵している期間をいう。</u>			
		※3：6号炉及び7号炉においては、原子炉建屋原子炉区域をいう。			
		※4：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。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																
<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、<u>原子力発電工作物の保安に関する省令第54条第1項</u>に基づき、<u>経済産業大臣及び</u>原子力規制委員会が定期検査を受ける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="142 548 1264 642"> <thead> <tr> <th></th> <th>1号炉</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> <th>5号炉</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期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>		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	<p>(原子炉の運転期間) 第11条の2 所長は、表11の2に定める原子炉の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、<u>実用炉規則第49条第1項第2号</u>に基づき、原子力規制委員会が定期検査を受ける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="1397 548 2484 642"> <thead> <tr> <th></th> <th>1号炉</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> <th>5号炉</th> <th>6号炉</th> <th>7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の運転期間</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> <td>13ヶ月</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期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>		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉	原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉																											
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月																											
	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉																											
原子炉の運転期間	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月	13ヶ月																											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第14条 <u>発電GM</u>は、次の各号に掲げる<u>当直長が実施する</u>原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 原子炉の起動及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) 定例試験に関する事項</p>	<p>(マニュアルの作成)</p> <p>第14条 <u>各GM(当直長を除く。)</u>は、次の各号に掲げる原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。</p> <p>(1) 原子炉の起動及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) 定例試験に関する事項</p> <p><u>(7) 誤操作の防止に関する事項(7号炉)</u></p> <p><u>(8) 火災, 内部溢水(7号炉), 火山影響等(7号炉), その他自然災害及び有毒ガス発生時(7号炉)の体制の整備に関する事項</u></p> <p><u>(9) 重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項(7号炉)</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(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>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(引継) 第15条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>(原子炉起動前の確認事項) 第16条 <u>当直長は</u>、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、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、給排水及び排気施設</p> <p>2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第3節 <u>で定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。</u></p>	<p>(引継) 第15条 当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。</p> <p>(原子炉起動前の確認事項) 第16条 当直長 <u>及びモバイル設備管理GM</u>は、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。 <u>なお、モバイル設備管理GMが点検を実施した結果は、当直長に通知する。</u></p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水及び排気施設</p> <p>2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第3節 <u>の各条文で定検停止時に各GMから当直長に通知されることになっている確認項目<sup>※1※2</sup>について、通知が完了していることを確認する。</u></p> <p><u>※1：原子炉起動のための制御棒引抜き以降に実施される確認項目を除く。</u> <u>※2：定期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及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抜き開始前の1年以内の確認結果を確認することとする。</u></p>	<p>変更なし</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(なし)</p>	<p><u>※1：重大事故等対処設備を設置若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大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置若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、緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は、第12条第2項及び第4項の体制に入るまでに実施する。</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9</u></p> <p><u>[1号炉，2号炉，3号炉，4号炉，5号炉及び6号炉]</u></p> <p><u>組織は、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及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合、あるいは使用済燃料プールの冷却水の維持が困難な場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定する。</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、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備</u></p> <p><u>2. 組織は、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. 組織は、第1項及び第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る。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理)</u>  <u>第18条の2</u>  <u>[7号炉]</u>  <u>当直長は、定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</u>  <u>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）</u>  <u>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の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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及び起動において、制御棒のスクラム機能は、表22-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、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及び起動において、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22-3の措置を講じる。</p> <p>表22-1</p> <table border="1" data-bbox="136 909 1086 993"> <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> <p>表22-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1192 1249 1686"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)</td> <td>3.5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>6.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2号炉 3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="2">6号炉 7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>全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)</td> <td>2.80秒以下</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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	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		判定値	1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上	2号炉 3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	6号炉 7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	全制御棒のスクラム時間の平均値 (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>(制御棒のスクラム機能)</p> <p>第22条 原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒のスクラム機能<sup>※1</sup>は、表22-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。</p> <p>2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表22-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、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及び起動において、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22-3の措置を講じる。</p> <p>表22-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 909 2332 993"> <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> <p><u>※1：制御棒のスクラム機能のうち、7号炉の制御棒及び制御棒駆動機構（水圧駆動）、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。</u></p> <p>表22-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1192 2487 1686"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1号炉</td> <td>全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)</td> <td>3.5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>6.5MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2号炉 3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="2">6号炉 7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>全制御棒のスクラム時間の平均値 (100%挿入)</td> <td>2.80秒以下</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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	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		判定値	1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上	2号炉 3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	6号炉 7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	全制御棒のスクラム時間の平均値 (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>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																																			
制御棒のスクラム機能	動作可能であること																																																			
項目		判定値																																																		
1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上																																																		
2号炉 3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																																																		
6号炉 7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																																																		
	全制御棒のスクラム時間の平均値 (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	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		判定値																																																		
1号炉	全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5秒以下																																																		
	制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MPa[gage]以上																																																		
2号炉 3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																																																		
6号炉 7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																																																		
	全制御棒のスクラム時間の平均値 (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																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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	A 1. 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。 又は A 2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間  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	A 1. 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。 又は A 2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間  8 時間	
B. 制御棒スクラムアキュムレータ 2 基以上の圧力が表 2 2 - 2 を満足しない場合	B 1. 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。 又は B 2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間  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	B 1. 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。 又は B 2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間  1 時間	
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間	C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間	

変 更 前	変 更 後	備 考																																																
<p>(制御棒の操作)</p> <p>第23条 原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、原子炉の状態が運転及び起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。</p> <p>3. 当直長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p> <p>表23-1</p> <table border="1" data-bbox="142 989 1121 1073"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表23-2</p> <table border="1" data-bbox="142 1150 1317 1738"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td 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. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>	項 目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	<p>(制御棒の操作)</p> <p>第23条 原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、原子炉の状態が運転及び起動で、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力10%相当以下の場合には、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも1名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。</p> <p>3. 当直長は、制御棒の操作が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。</p> <p>表23-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 989 2377 1073"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒の操作</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表23-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1150 2540 1738"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※1</sup></td> <td>8時間</td> </tr> <tr> <td 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. 当該制御棒を全挿入する。</td> <td>3時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合</td> <td>D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。<sup>※2</sup></td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>E1. 原子炉をスクラムさせる。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p> <p>※2：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。</p>	項 目	運転上の制限	制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	条 件	要求される措置	完了時間	A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間	D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間	E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																																	
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																																																	
条 件	要求される措置	完了時間																																																
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間																																																
	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間																																																
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																																
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																																
項 目	運転上の制限																																																	
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること																																																	
条 件	要求される措置	完了時間																																																
A. 1本以上8本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8時間																																																
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。	3時間																																																
	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4時間																																																
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24時間																																																
D. 9本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1時間																																																
E. 条件Dで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに																																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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及び起動において、ほう酸水注入系は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定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が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図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及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="142 1031 1317 1150"> <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) 原子炉を冷温停止に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>※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" data-bbox="142 1556 1282 1801"> <thead> <tr> <th>項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>8.4MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉</td> <td>8.43MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>8.38MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>9.58MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列※2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること	項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値	1号炉	8.4MPa[gage]以上	2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上	4号炉	8.38MPa[gage]以上	5号炉	9.58MPa[gage]以上	<p>(ほう酸水注入系)</p> <p>第24条 原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入系※1は、表24-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定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が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。</p> <p>(3) 化学管理GMは、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図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及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表24-2に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。</p> <p>3. 当直長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-3の措置を講じる。</p> <p>表24-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 1031 2588 1150"> <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) 原子炉を冷温停止に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>※1：7号炉のほう酸水注入系は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-2-3)の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。</p> <p>※3：1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>表24-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1556 2493 1801"> <thead> <tr> <th>項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)</th> <th>判定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>8.4MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉</td> <td>8.43MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>8.38MPa[gage]以上</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>9.58MPa[gage]以上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	ほう酸水注入系	(1) 1系列※3が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること	項目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値	1号炉	8.4MPa[gage]以上	2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上	4号炉	8.38MPa[gage]以上	5号炉	9.58MPa[gage]以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(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																													
ほう酸水注入系	(1) 1系列※2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止に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 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値																													
1号炉	8.4MPa[gage]以上																													
2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上																													
4号炉	8.38MPa[gage]以上																													
5号炉	9.58MPa[gage]以上																													
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) 原子炉を冷温停止に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 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判定値																													
1号炉	8.4MPa[gage]以上																													
2号炉, 3号炉, 6号炉及び7号炉	8.43MPa[gage]以上																													
4号炉	8.38MPa[gage]以上																													
5号炉	9.58MPa[gage]以上																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

変更前

変更後

備考

図24-1

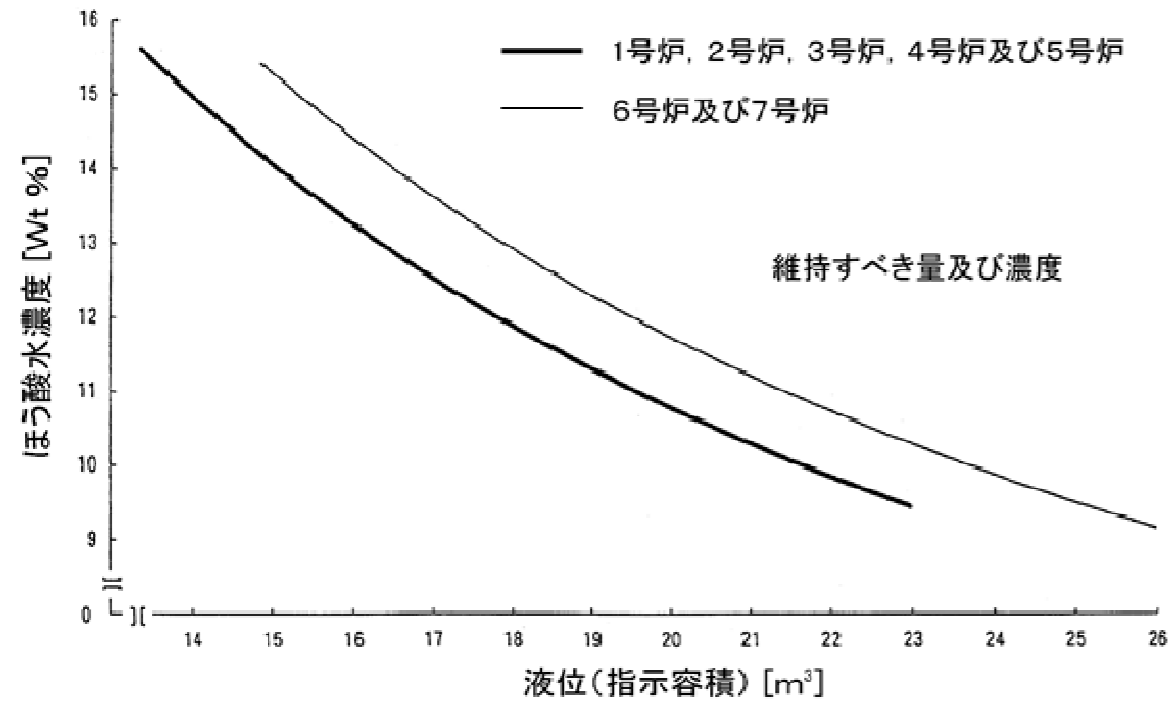


図24-1

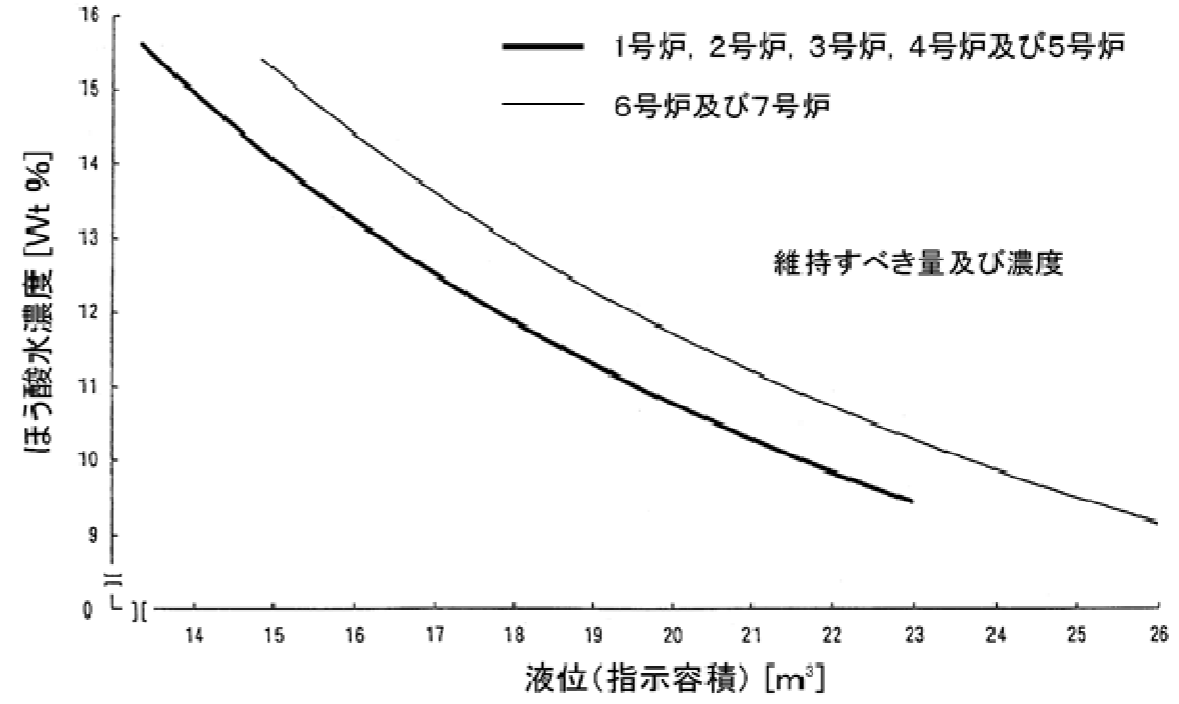


図24-2

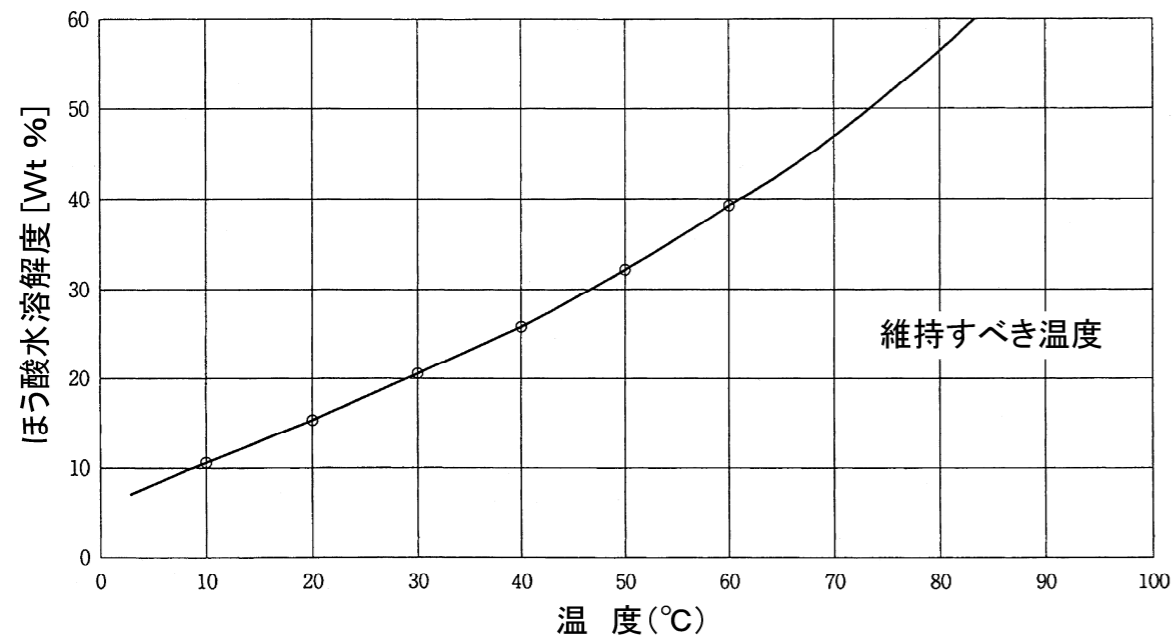
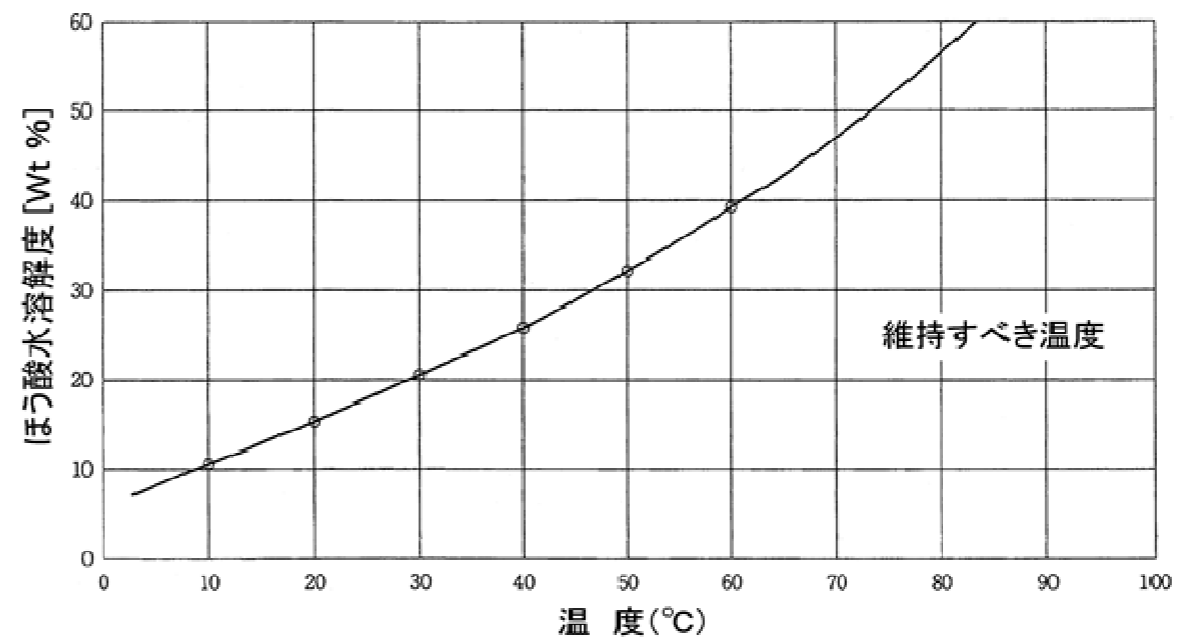


図24-2



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																													
	<p>[7号炉]  <u>(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装</u>  <u>表27-2-5-6-B</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1368 348 1733 384">要素</th> <th data-bbox="1733 348 2407 384">項目</th> <th data-bbox="2407 348 2546 384">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 384 1733 470">1. 原子炉圧力</td> <td data-bbox="1733 384 2407 470">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 384 2546 470">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 470 1733 556">2. 高圧炉心注水系流量</td> <td data-bbox="1733 470 2407 556">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 470 2546 556">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 556 1733 642">3. 残留熱除去系流量</td> <td data-bbox="1733 556 2407 642">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 556 2546 642">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 642 1733 728">4. 原子炉補機冷却水系流量</td> <td data-bbox="1733 642 2407 728">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 642 2546 728">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 728 1733 814">5. 原子炉水位</td> <td data-bbox="1733 728 2407 814">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 728 2546 814">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 814 1733 900">6. サプレッションプール 水温度</td> <td data-bbox="1733 814 2407 900">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 814 2546 900">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 900 1733 987">7. RHR熱交換器入口温度</td> <td data-bbox="1733 900 2407 987">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 900 2546 987">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 987 1733 1073">8. サプレッションプール水位</td> <td data-bbox="1733 987 2407 1073">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 987 2546 1073">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1073 1733 1159">9. 復水貯蔵槽水位</td> <td data-bbox="1733 1073 2407 1159">計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。</td> <td data-bbox="2407 1073 2546 1159">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1159 1733 1283">10. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)</td> <td data-bbox="1733 1159 2407 1283">電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 1159 2546 1283">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1283 1733 1407">11. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)</td> <td data-bbox="1733 1283 2407 1407">電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 1283 2546 1407">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1407 1733 1530">12. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)</td> <td data-bbox="1733 1407 2407 1530">電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 1407 2546 1530">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1530 1733 1654">13. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)</td> <td data-bbox="1733 1530 2407 1654">電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 1530 2546 1654">定検停止時</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1654 1733 1778">14. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)</td> <td data-bbox="1733 1654 2407 1778">電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="2407 1654 2546 1778">定検停止時</td> </tr> </tbody> </table>	要素	項目	頻度	1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	4. 原子炉補機冷却水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	5. 原子炉水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	6. サプレッションプール 水温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	7. RHR熱交換器入口温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	8. サプレッションプール水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	9. 復水貯蔵槽水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時	10. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	11. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	12. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	13. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	14. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
要素	項目	頻度																																													
1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
2. 高圧炉心注水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
3. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
4. 原子炉補機冷却水系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
5. 原子炉水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
6. サプレッションプール 水温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
7. RHR熱交換器入口温度	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
8. サプレッションプール水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
9. 復水貯蔵槽水位	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時																																													
10. 高圧炉心注水系ポンプ (高圧炉心注水系制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの高圧炉心注水系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時																																													
11. 残留熱除去ポンプ (残留熱除去系制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの残留熱除去系ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時																																													
12. 主蒸気逃がし安全弁 (主蒸気逃がし安全弁制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの主蒸気逃がし安全弁開閉試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時																																													
13. 原子炉補機冷却水ポンプ (原子炉補機冷却水制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時																																													
14. 原子炉補機冷却海水ポンプ (原子炉補機冷却海水制御)	電気機器GMは、制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 当直長は、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉補機冷却海水ポンプ起動試験により動作可能であることを確認する。	定検停止時																																													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考			
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	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	要求される措置	完了時間				
12. 地震加速度大 〔センサ設置箇所については付表27-3-1-Aのとおり〕	運転, 起動	1 2 ※7	A 1. 高温停止にする。	24時間	12. 地震加速度大 〔センサ設置箇所については付表27-3-1-Aのとおり〕	運転, 起動	1 2 ※8	A 1. 高温停止にする。	24時間	記載の適正化			
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 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※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに				
13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	2 ※8	A 1. 高温停止にする。	24時間	13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転, 起動	2 ※9	A 1. 高温停止にする。	24時間		記載の適正化		
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 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※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 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				
14. 手動	運転, 起動	2	A 1. 高温停止にする。	24時間	14. 手動	運転, 起動	2	A 1. 高温停止にする。	24時間			記載の適正化	
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 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※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 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				
15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転, 起動	4	A 1. 高温停止にする。	24時間	15. 原子炉緊急停止 a. 論理チャンネル b. 出力チャンネル	運転, 起動	4	A 1. 高温停止にする。	24時間				記載の適正化  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  記載の適正化  記載の適正化  記載の適正化  記載の適正化  記載の適正化
	高温停止※2 冷温停止※2 燃料交換※2		A 1. 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※3 冷温停止※3 燃料交換※3		A 1. 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				

- ※1：計数領域を除く。
- ※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又は全燃料が取り出されている場合を除く。
- ※3：各バイパスグループにおいて、1チャンネルずつバイパス可能な設備のため、各バイパスグループで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次のとおり。  
・バイパスグループⅠ：3  
・バイパスグループⅡ：2  
・バイパスグループⅢ：2
- ※4：モニタのバイパススイッチにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）を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。
- ※5：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）をバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。
- ※6：主蒸気ライン閉バイパススイッチ又はセンサチャンネルバイパスにてセンサチャンネルをバイパス可能な設備であり、1区分（センサチャンネル）を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。
- ※7：1区分（センサチャンネル）を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9とする。
- ※8：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。

付表27-3-1-A

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

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

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

付表27-3-1-A

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

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

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

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
表27-3-3(2)-A (a) 低圧注水系計装					表27-3-3(2)-A (a) 低圧注水系計装					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	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	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1）※1	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 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	4 [系列毎]	A1. 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	4 [系列毎]	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
3. 原子炉圧力低（注入可）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	3. 原子炉圧力低（注入可）※2	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、C、Fは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-3-1及び表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、B、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p>					
(b) 高圧炉心注水系計装					(b) 高圧炉心注水系計装					
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	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	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）※1	運転起動 高温停止	4 [系列毎]	A1. 当該高圧炉心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	4 [系列毎]	A1. 当該高圧炉心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	4 [系列毎]	A1. 当該高圧炉心注水系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p>					
(c) 原子炉隔離時冷却系計装					(c) 原子炉隔離時冷却系計装					
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	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	要求される措置	完了時間	
1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）	運転起動※1 高温停止※1	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	1. 原子炉水位異常低（レベル1.5）※1	運転起動※2 高温停止※2	4	A1. 原子炉隔離時冷却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※1 高温停止※1	4	A1. 原子炉隔離時冷却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※2 高温停止※2	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間	
					<p>※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。</p>					
※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-13-1）の運転上の制限も確認する。					記載の適正化
					※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。					原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）
										記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

※1: 1区分(センサチャンネル)を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12とする。

※2: 1区分(センサチャンネル)を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15とする。

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

※2: 1区分(センサチャンネル)を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12とする。

※3: 1区分(センサチャンネル)を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15とする。

記載の適正化

記載の適正化

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

記載の適正化

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
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	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	
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位異常低(レベル2) ※1	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	記載の適正化
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	記載の適正化
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
c. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高 ※1	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	c. 原子炉区域換気空調系 排気放射能高 ※2	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	記載の適正化
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
d. 燃料取替エリア排気 放射能高 ※1	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	d. 燃料取替エリア排気 放射能高 ※2	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	記載の適正化
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低(レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	記載の適正化
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	
b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	b. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。	12時間	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
			又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間				又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。

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

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
5. その他の計装 [1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (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及び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、その状態に応じて表27-3-5-1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及び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号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (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及び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、その状態に応じて表27-3-5-1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及び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						表27-3-5-1						
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	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電圧低	運転起動高温停止及び 第66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. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線電圧低	運転起動高温停止及び 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. 動作不能なチャンネルが1つ以上の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに				B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに	
b. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間 24時間 24時間	b. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	2	A. 動作不能なチャンネルが1つある場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 動作不能なチャンネルをトリップする。 又は A 3. 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. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 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. 動作不能なチャンネルが2つある場合	B 1. 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	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前						変更後						備考
表 27-3-5-1 (2) - A						表 27-3-5-1 (2) - A						
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	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(低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第66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. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 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(低圧注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 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. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 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. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 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	
			記載の適正化									
2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 第66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. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 非常用交流高圧電源母線電圧低(センサチャンネル)	運転起動高温停止及び 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. 1つ以上のセンサチャンネルが動作不能の場合	A 1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. チャンネルをトリップする。	1時間 1時間	
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 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. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 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	
			記載の適正化									
表 27-3-5-1 (3) - A						表 27-3-5-1 (3) - A						
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)	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)	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(低圧注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1)	運転起動高温停止	4	A 1. 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	1. 非常用ディーゼル発電機計装(低圧注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1)※1	運転起動高温停止	4	A 1. 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 1. 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 1. 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. ドライウエル圧力高	運転起動高温停止	4	A 1. 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. ドライウエル圧力高	運転起動高温停止	4	A 1. 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	
2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1. 5)	運転起動高温停止	4	A 1. 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	2. 非常用ディーゼル発電機計装(高圧炉心注水系) a. 原子炉水位異常低(レベル1. 5)※2	運転起動高温停止	4	A 1. 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 1. 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 1. 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. ドライウエル圧力高	運転起動高温停止	4	A 1. 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. ドライウエル圧力高	運転起動高温停止	4	A 1. 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	
※1：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルA、Cは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-3-1及び表66-13-1)の運転上の制限も確認する。						※2：7号炉の対象の要素のうち、チャンネルFは重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-13-1)の運転上の制限も確認する。						原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)  原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

表27-3-5-2(2)-A

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	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2)	運転 起動 <sup>※1</sup> 高温停止 <sup>※1</sup>	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

表27-3-5-2(3)-A

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

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

変更後

表27-3-5-2(2)-A

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	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低(レベル2) <sup>※1</sup>	運転 起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	4	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1時間

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

※2：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

表27-3-5-2(3)-A

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

※1：原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。

備考

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)

記載の適正化



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考
[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外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, その状態に応じて表27-3-5-6の要求される措置を完了時間内に講じる。					[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] (6) 中央制御室外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, その状態に応じて表27-3-5-6の要求される措置を完了時間内に講じる。					記載の適正化
表27-3-5-6					表27-3-5-6					
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	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. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
2. 原子炉隔離時冷却系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	2. 原子炉隔離時冷却系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
3. 原子炉隔離時冷却系制御	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	3. 原子炉隔離時冷却系制御	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
4. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	4. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
[6号炉及び7号炉] (6) 中央制御室外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, その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					[6号炉] (6) 中央制御室外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, その状態に応じて表27-3-5-6-Aの要求される措置を完了時間内に講じる。					
表27-3-5-6-A					表27-3-5-6-A					
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	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. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	1. 原子炉圧力	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
2. 高圧炉心注水系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	2. 高圧炉心注水系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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
3. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30日間	3. 残留熱除去系流量	運 転 起 動	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																													
	<p>[7号炉]</p> <p>(6) 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、その状態に応じて表27-3-5-6-Bの要求される措置を完了時間内に講じる。</u></p> <p>表27-3-5-6-B</p> <table border="1" data-bbox="1368 447 2561 1965"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</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. 原子炉圧力</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2. 高圧炉心注水系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">3. 残留熱除去系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 原子炉補機冷却水系流量</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5. 原子炉水位</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">6. サプレッションプール水温度</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">7. RHR熱交換器入口温度</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	4. 原子炉補機冷却水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	5. 原子炉水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	6. サプレッションプール水温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	7. RHR熱交換器入口温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 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の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
要素	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間																																																											
1. 原子炉圧力	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
2. 高圧炉心注水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
3. 残留熱除去系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
4. 原子炉補機冷却水系流量	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
5. 原子炉水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
6. サプレッションプール水温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											
7. RHR熱交換器入口温度	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後				備考																																																																	
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>要素</th> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> </table>	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	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">8. サプレッションプール水位</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	8. サプレッションプール水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9. 復水貯蔵槽水位</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	9. 復水貯蔵槽水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">10. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	10. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">11. 残留熱除去系ポンプ(残留熱除去系制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	11. 残留熱除去系ポンプ(残留熱除去系制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">12. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	12. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">13. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	13. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">14. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水制御)</td> <td rowspan="2">運転 起動 高温停止</td> <td>A. 動作不能の要素が1つある場合</td> <td>A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	14. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 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の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>
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																																																																		
8. サプレッションプール水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
9. 復水貯蔵槽水位	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
10. 高圧炉心注水系ポンプ(高圧炉心注水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
11. 残留熱除去系ポンプ(残留熱除去系制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
12. 主蒸気逃がし安全弁(主蒸気逃がし安全弁制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
13. 原子炉補機冷却水ポンプ(原子炉補機冷却水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		
14. 原子炉補機冷却海水ポンプ(原子炉補機冷却海水制御)	運転 起動 高温停止	A. 動作不能の要素が1つある場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	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. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表30-2

表30-2

1. 1号炉

1. 1号炉

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

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

記載の適正化

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

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

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

記載の適正化

3. 6号炉及び7号炉

3. 6号炉及び7号炉

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

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

記載の適正化

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表30-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 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	B 1. 高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間

※2：公称値

表30-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 1弁以上の逃がし安全弁が動作不能の場合	A 1. 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	B 1. 高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間

※3：公称値

記載の適正化



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																														
<p>(非常用炉心冷却系及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、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系に関する確認時及び確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。</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、非常用炉心冷却系及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ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p> <p>表32-1</p> <table border="1" data-bbox="136 947 1326 1087"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用炉心冷却系及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> <p>表32-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1167 1326 1455"> <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 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>及び 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	非常用炉心冷却系及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	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。	24時間	及び B2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視)</p> <p>第32条 原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系<sup>※1</sup>の系統圧力は、表32-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系に関する確認時及び確認後4時間以内を除く。</p> <p>2. 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。</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及び高圧代替注水系の系統圧力に有意な変動がないことを1ヶ月に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又は高圧代替注水系の系統圧力が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表32-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：高圧代替注水系（重大事故対処設備）は7号炉のみ適用。</u></p> <p>表32-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 947 2567 1087"> <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及び高圧代替注水系の系統圧力</td> <td>原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>表32-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1167 2567 1455"> <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 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>及び 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	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと	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。	24時間	及び 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の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																															
非常用炉心冷却系及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																															
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。	24時間																														
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																														
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及び高圧代替注水系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと																															
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。	24時間																														
	及び B2. 冷温停止にする。	36時間																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																
<p>(原子炉停止時冷却系その1)</p> <p>第34条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 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0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 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0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系3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。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1346 952 1430"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列※1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1514 952 1598"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>3系列※1が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第35条及び第36条において同じ。</p>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列※1が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	3系列※1が動作可能であること	<p>(原子炉停止時冷却系その1)</p> <p>第34条 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 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0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>〔6号炉及び7号炉〕 原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下において、原子炉停止時冷却系※1は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。</p> <p>2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 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0.93MPa[gage]以下に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系3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。</p> <p>3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。</p> <p>※1: 7号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)を兼ねる。</p> <p>表34-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1346 2190 1430"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>2系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1514 2190 1598"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>3系列※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2: 1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第35条及び第36条において同じ。</p>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	2系列※2が動作可能であること	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	3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の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	2系列※1が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	3系列※1が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	2系列※2が動作可能であること																	
項目	運転上の制限																	
原子炉停止時冷却系	3系列※2が動作可能であること																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
<p>(原子炉停止時冷却系その3)                      第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、65℃以下であることを12時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表36-2の措置を講じる。</p> <p>表36-1</p> <table border="1" data-bbox="142 869 1308 1152"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表36-2</p> <table border="1" data-bbox="142 1234 1308 1955"> <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="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 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。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること	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	A 1. 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。	速やかにその後、毎日1回	及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 5. 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	<p>(原子炉停止時冷却系その3)                      第36条 原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系<sup>※1</sup>は、表36-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。                      2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。                      (1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。                      (2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、65℃以下であることを12時間に1回確認する。                      3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表36-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：7号炉の原子炉停止時冷却系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p>表36-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 869 2546 1152"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止時冷却系</td> <td>(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表36-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1234 2546 1955"> <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="5">A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A 1. 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。</td> <td>速やかにその後、毎日1回</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること	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	A 1. 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。	速やかにその後、毎日1回	及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに	及び A 5. 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	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること																																					
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	A 1. 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。	速やかにその後、毎日1回																																				
	及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																				
	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 5. 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																																				
項目	運転上の制限																																					
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65℃以下に保つことができること																																					
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	A 1. 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。	速やかにその後、毎日1回																																				
	及び A 2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに																																				
	及び A 3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに																																				
	及び A 5. 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																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																				
<p>(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</p> <p>第37条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が 27℃以内（6号炉及び7号炉は除く。）及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度<sup>※1</sup>と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。</p> <p>(1) 高経年化評価GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度（1号炉においては、ぜい性遷移温度）の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、次の事項を確認する。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が（1）に定める値以上であることを1時間に1回確認する。</p> <p>②原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が、55℃/h以下であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表37-2の措置を講じる。</p> <p>※1：供用中の漏えい又は水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。</p> <p>表37-1</p> <table border="1" data-bbox="124 1186 1308 1381"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td>原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度変化率</td> <td>55℃/h以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表37-2</p> <table border="1" data-bbox="124 1461 1344 1946"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること	原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに	B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)</p> <p>第37条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が27℃以内（6号炉及び7号炉は除く。）及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度<sup>※1</sup>と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。</p> <p>(1) 高経年化評価GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器の関連温度（1号炉においては、ぜい性遷移温度）の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、次の事項を確認する。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が（1）に定める値以上であることを1時間に1回確認する。</p> <p>②原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が、55℃/h以下であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。</p> <p>3. 当直長は、原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表37-2の措置を講じる。</p> <p>※1：供用中の漏えい又は水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。</p> <p>表37-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 1186 2546 1381"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> <td>原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度変化率</td> <td>55℃/h以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>表37-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 1461 2570 1946"> <thead> <tr> <th>条 件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合</td> <td>B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。</td> <td>1時間</td> </tr> <tr> <td>C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること	原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下	条 件	要求される措置	完了時間	A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに	B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間	C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																																					
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること																																					
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下																																					
条 件	要求される措置	完了時間																																				
A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに																																				
B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																				
項 目	運転上の制限																																					
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること																																					
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h以下																																					
条 件	要求される措置	完了時間																																				
A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに 速やかに																																				
B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1時間																																				
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間 36時間																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

※1：原子炉圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考								
<p>(非常用炉心冷却系その2)                      第40条 原子炉の状態が冷温停止及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、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                      (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及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>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. 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、表40-3の措置を講じる。</p>	<p>(非常用炉心冷却系その2)                      第40条 原子炉の状態が冷温停止及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、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合                      (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及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>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. 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、表40-3の措置を講じる。</p>									
<p>表40-1</p>	<p>表40-1</p>									
<p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p>	<p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p>									
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 951 492 1031">項目</th> <th data-bbox="492 951 1308 1031">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 1031 492 1186">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="492 1031 1308 1186">(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 951 1733 1031">項目</th> <th data-bbox="1733 951 2555 1031">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 1031 1733 1186">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="1733 1031 2555 1186">(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>	
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>									
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (自動減圧系を除く。) 1系列 及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>									
<p>2. 6号炉及び7号炉</p>	<p>2. 6号炉及び7号炉</p>									
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 1234 492 1356">項目</th> <th data-bbox="492 1234 1308 1356">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 1356 492 1554">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="492 1356 1308 1554">(1) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系 1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 1234 1733 1356">項目</th> <th data-bbox="1733 1234 2555 1356">運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 1356 1733 1554">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="1733 1356 2555 1554">(1) 非常用炉心冷却系<sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系<sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系<sup>※3</sup> 1系列<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)	非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系 <sup>※3</sup> 1系列 <sup>※1</sup>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>
項目	運転上の制限 (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及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系 1系列 <sup>※1</sup>									
項目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)									
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 2系列 又は (2) 非常用炉心冷却系 <sup>※2</sup> (原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系を除く。) 1系列及び復水補給水系 <sup>※3</sup> 1系列 <sup>※1</sup>									
<p>※1: 復水補給水系1系列とは、復水移送ポンプ1台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。</p>	<p>※1: 復水補給水系1系列とは、復水移送ポンプ1台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。                      ※2: 7号炉の低圧注水系及び高圧炉心注水系は、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) を兼ねる。                      ※3: 7号炉の復水補給水系は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条 (表66-4-1) の運転上の制限も確認する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更 (新規制基準の施行に伴う変更)</p>								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																				
<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p> <p>表44-1</p> <table border="1" data-bbox="136 831 1329 989"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1068 1329 1398"> <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>A 1. 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>B 1. 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又は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>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び C 2. 冷温停止にする。</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・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること	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	A 1. 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	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間	<p>(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)</p> <p>第44条 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁<sup>※1</sup>は、表44-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁1弁が全開不能の場合を除く。</p> <p>2. サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 原子炉GMは、定検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表44-2の措置を講じる。</p> <p><u>※1：7号炉のサブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、重大事故等対処設備を兼ねる。</u></p> <p>表44-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 831 2552 989"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁</td> <td>動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表44-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1068 2552 1398"> <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>A 1. 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>B 1. 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又は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>C 1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>及び C 2. 冷温停止にする。</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・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること	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	A 1. 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	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間	及び C 2. 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の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																					
サブプレッション・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																																					
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	A 1. 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	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																																				
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																				
	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間																																				
項目	運転上の制限																																					
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること																																					
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	A 1. 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	B 1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2時間																																				
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間																																				
	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間																																				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

変更前

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

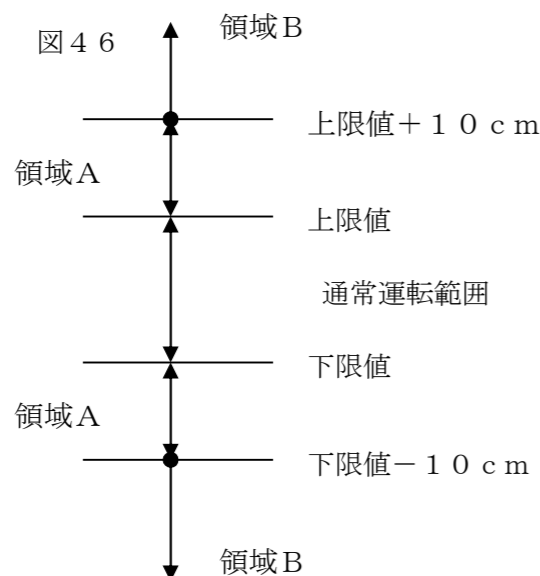
2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

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

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

表46-1

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



変更後

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

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

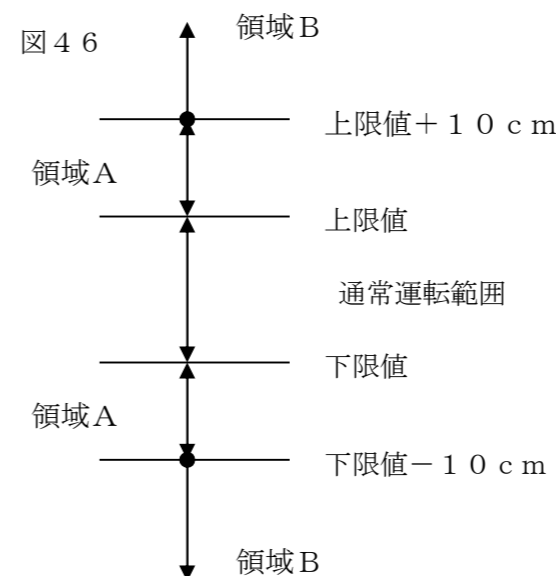
(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

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

※1: 7号炉のサブプレッションプールは、重大事故等対処設備を兼ねる。

表46-1

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



原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及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、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 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項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1545 1225 1654"> <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>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="127 1734 1225 1843"> <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>3.5%以下</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	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>(格納容器内の酸素濃度)</p> <p>第48条</p> <p><u>[1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉]</u></p> <p>原子炉の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの24時間及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、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 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項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</p> <p><u>[7号炉]</u></p> <p><u>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度*1は、表48-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。また、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた時点から3日間、3.5%を超えた時点から24時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</u></p> <p><u>2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が1.8%を超えた場合は、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施するとともに、5分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。さらに3.5%を超えた場合、酸素濃度が上昇するような確認運転等を中止し、24時間以内に酸素濃度を制限値内に復旧する。</u></p> <p><u>(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度を1週間に1回確認する。</u></p> <p><u>3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表48-2の措置を講じる。</u></p> <p><u>※1：7号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条(表66-5-6)の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>表48-1</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1545 2478 1654"> <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>2. 3号炉, 4号炉, 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1734 2478 1843"> <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>3.5%以下</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	項 目	運転上の制限	格納容器内の酸素濃度	3.5%以下	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(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																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	4%以下																	
項 目	運転上の制限																	
格納容器内の酸素濃度	3.5%以下																	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表48-2

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制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間

3. 7号炉

項目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	1. 8%以下 <sup>*2</sup>
	3. 5%以下 <sup>*3</sup>

※2：格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼防止のための制限値。

※3：原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための制限値。

表48-2

1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉

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制限値を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 高温停止にする。	24時間
	及び B 2. 冷温停止にする。	36時間

2. 7号炉

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1.8%以下を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を1.8%以内に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。	速やかに
B. 格納容器内の酸素濃度が3.5%以下を満足していないと判断した場合	B 1. 酸素濃度を3.5%以内に復旧する。	24時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。	24時間
	及び C 2. 冷温停止にする。	36時間

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

記載の適正化

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																								
<p>(原子炉建屋) 第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p> <p>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="136 867 1056 982"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表49-2</p> <table border="1" data-bbox="136 1062 1335 1640"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	<p>(原子炉建屋) 第49条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟<sup>※2※3</sup>は、表49-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋原子炉棟の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表49-2の措置を講じる。</p> <p>表49-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 867 2303 982"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟</td> <td>機能が健全であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表49-2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1062 2570 1640"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる<sup>※4</sup>。</td> <td>4時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>B1. 高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>B2. 冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合</td> <td>C1. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：7号炉の原子炉建屋原子炉棟（燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系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。</p> <p>※3：燃料取替床ブローアウトパネル及び主蒸気系トンネル室ブローアウトパネルの開放機能は、運転、起動及び高温停止の場合に適用する。</p> <p>※4：燃料取替床ブローアウトパネルが開放した場合に、第66条（表66-14-2）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>	項目	運転上の制限	原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること	条件	要求される措置	完了時間	A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる <sup>※4</sup> 。	4時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間	B2. 冷温停止にする。	36時間	C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる。	4時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																								
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																								
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに																																								
	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																								
項目	運転上の制限																																									
原子炉建屋原子炉棟	機能が健全であること																																									
条件	要求される措置	完了時間																																								
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つための措置を講じる <sup>※4</sup> 。	4時間																																								
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24時間																																								
	B2. 冷温停止にする。	36時間																																								
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。	速やかに																																								
	C2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																								

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、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、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p> <p>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="136 907 1068 1031"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表51-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1150 1246 1257"> <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, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 1339 1246 1438"> <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> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。（1号炉, 2号炉及び5号炉） 2系列とは、排風機2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。（3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉）</p>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	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、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系<sup>※2</sup>は表51-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、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、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表51-3の措置を講じる。</p> <p>表51-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 907 2309 1031"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>2系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表51-2</p> <p>1. 1号炉, 2号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1150 2493 1257"> <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, 4号炉, 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1339 2493 1438"> <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> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：7号炉の非常用ガス処理系は、重大事故等対処設備を兼ねる。</p> <p>※3：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。（1号炉, 2号炉及び5号炉） 2系列とは、排風機2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。（3号炉, 4号炉, 6号炉及び7号炉）</p>	項目	運転上の制限	非常用ガス処理系	2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項目	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の施行に伴う変更（新規規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規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																									
非常用ガス処理系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項目	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 <sup>※3</sup> 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																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系)</p> <p>第52条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系は、表52-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、残留熱除去冷却中間ループポンプ及び残留熱除去海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去冷却中間ループ系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去海水系の主要な手動弁<sup>※2</sup>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、起動及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、残留熱除去冷却中間ループ系又は残留熱除去海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び<u>第60条</u>は適用しない。</p> <p>※1：残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器と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及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及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：残留熱除去海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手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>(残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系)</p> <p>第52条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系は、表52-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 残留熱除去冷却中間ループ系及び残留熱除去海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、残留熱除去冷却中間ループポンプ及び残留熱除去海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去冷却中間ループ系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また、残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、残留熱除去海水系の主要な手動弁<sup>※2</sup>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、起動及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、残留熱除去冷却中間ループ系又は残留熱除去海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表52-3の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び<u>第59条</u>は適用しない。</p> <p>※1：残留熱除去冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器と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及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及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：残留熱除去海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための残留熱除去海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及びこの配管に接続する配管上の手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>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は, 表5-2-1で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及び原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また, 原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5-2-2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又は原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5-2-3の措置を講じる。ただし, この場合第39条及び<b>第60条</b>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水系熱交換器と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及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及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: 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及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>[2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉, 6号炉及び7号炉]</p> <p>原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は, 表5-2-1で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及び原子炉補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。また, 原子炉補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁<sup>※2</sup>の開閉状態を確認する。</p> <p>(4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5-2-2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又は原子炉補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5-2-3の措置を講じる。ただし, この場合第39条及び<b>第59条</b>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水系熱交換器と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及び電動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁及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: 原子炉補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及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>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(非常用ディーゼル発電設備冷却系)</p> <p>第53条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループ系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用補機冷却中間ループ系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用補機冷却中間ループポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用補機冷却中間ループポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用補機冷却中間ループ系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</p> <p>※1：非常用補機冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用補機冷却中間ループ系熱交換器と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及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号炉，3号炉，4号炉，5号炉，6号炉及び7号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、表53-1で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が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系の非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第60条は適用しない。</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水系熱交換器とポンプのループ配管を指し、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>(非常用ディーゼル発電設備冷却系)</p> <p>第53条 〔1号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループ系は、表53-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用補機冷却中間ループ系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、非常用補機冷却中間ループポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用補機冷却中間ループポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する。また、主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>(3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用補機冷却中間ループポンプが起動することを1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用補機冷却中間ループ系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</p> <p>※1：非常用補機冷却中間ループ系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用補機冷却中間ループ系熱交換器と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及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号炉，3号炉，4号炉，5号炉，6号炉及び7号炉〕</p> <p>原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、表53-1で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が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉補機冷却水系の非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁が開することを1ヶ月に1回確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup></p> <p>3. 当直長は、原子炉補機冷却水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表53-2の措置を講じる。ただし、この場合第39条及び第59条は適用しない。</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水系熱交換器とポンプのループ配管を指し、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>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																								
<p>表53-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 310 1009 443"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用補機冷却中間ループ系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 522 1009 667"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 747 1009 892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>3系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、非常用補機冷却中間ループポンプ1台、非常用補機冷却中間ループ系熱交換器1基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	<p>表53-1</p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 310 2258 443"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用補機冷却中間ループ系</td> <td>2系列<sup>※1</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 522 2258 667"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 747 2258 892"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却水系<sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系<sup>※4</sup></td> <td>3系列<sup>※5</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、非常用補機冷却中間ループポンプ1台、非常用補機冷却中間ループ系熱交換器1基及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※2：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器2基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※3：7号炉の原子炉補機冷却水系A系及びB系の必要な弁並びに主要配管は、<u>重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-5-4）の運転上の制限も確認する。</u></p> <p>※4：7号炉の原子炉補機冷却水系C系及び原子炉補機冷却海水系は、<u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p>※5：1系列とは、原子炉補機冷却水ポンプ2台、原子炉補機冷却海水ポンプ2台、原子炉補機冷却水系熱交換器1基、非常用ディーゼル発電機冷却水止め弁及び主要配管の満水維持、機能維持に必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> 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の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（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																									
非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	3系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
非常用補機冷却中間ループ系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																									
項 目	運転上の制限																									
原子炉補機冷却水系 <sup>※3※4</sup> 及び原子炉補機冷却海水系 <sup>※4</sup>	3系列 <sup>※5</sup> が動作可能であること																									



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

変 更 前	変 更 後	備 考																
<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系は, 表5 4-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup> (3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁(電動弁は5号炉のみ対象)の開閉状態を確認する。<sup>※2</sup> (4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5 4-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系又は高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5 4-3の措置を講じる。ただし, この場合第3 9条及び第6 0条は適用しない。</p> <p>※1: 高圧炉心スプレディーゼル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ディーゼル補機冷却水系熱交換器と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及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レベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及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>表5 4-1 1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1323 1187 1449"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系</td> <td>1系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="142 1522 1187 1648"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系</td> <td>1系列<sup>※4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※4: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること	<p>[2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉] 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系は, 表5 4-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため, 次の各号を実施する。 (1) 運転評価GMは, 定検停止時に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプが模擬信号で作動することを確認し, その結果を当直長に通知する。 (2) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。また, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系の主要配管が満水であることを確認する。<sup>※1</sup> (3) 当直長は, 定検停止後の原子炉起動前に, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁(電動弁は5号炉のみ対象)の開閉状態を確認する。<sup>※2</sup> (4) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 表5 4-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系又は高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表5 4-3の措置を講じる。ただし, この場合第3 9条及び第5 9条は適用しない。</p> <p>※1: 高圧炉心スプレディーゼル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ディーゼル補機冷却水系熱交換器と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及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レベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。</p> <p>※2: 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは, 当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプから放水槽までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及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>表5 4-1 1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1323 2424 1449"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系</td> <td>1系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1522 2424 1648"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系</td> <td>1系列<sup>※4</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p> <p>※4: 1系列とは, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水ポンプ1台, 高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。</p>	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項 目	運転上の制限	高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル冷却中間ループ系 及び高圧炉心スプレディーゼル海水系	1系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																	
項 目	運転上の制限																	
高圧炉心スプレディーゼル補機冷却水系 及び高圧炉心スプレディーゼル補機冷却海水系	1系列 <sup>※4</sup> が動作可能であること																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																														
<p>(中央制御室非常用換気空調系)</p> <p>第57条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系は表57-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表57-3の措置を講じる。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="133 777 1240 903"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-2</p> <table border="1" data-bbox="133 976 1240 1075"> <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> <p>表57-3</p> <table border="1" data-bbox="133 1150 1329 1680"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。</p>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系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。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又は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。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>(中央制御室非常用換気空調系)</p> <p>第57条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系<sup>※2</sup>は表57-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 運転評価GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>(2) 化学管理GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表57-2に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。</p> <p>3. 当直長は、中央制御室非常用換気空調系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表57-3の措置を講じる。</p> <p>表57-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 777 2487 903"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室非常用換気空調系</td> <td>中央制御室あたり2系列<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表57-2</p> <table border="1" data-bbox="1380 976 2487 1075"> <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> <p>表57-3</p> <table border="1" data-bbox="1380 1150 2576 1680"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 中央制御室非常用換気空調系1系列が動作不能の場合</td> <td>A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合</td> <td>B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td>C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> <tr> <td>D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：停止余裕確認後の制御棒1本（6号炉及び7号炉においては同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）の挿入・引抜を除く。</p> <p>※2：6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系の中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクト（外気の取入、排気のライン）は、重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第66条（表66-14-1）の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：2系列とは、ファン2台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。</p>	項目	運転上の制限	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項目	判定値	総合除去効率	90%以上	条件	要求される措置	完了時間	A. 中央制御室非常用換気空調系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。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに	B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間	C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又は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。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																															
項目	判定値																																															
総合除去効率	90%以上																																															
条件	要求される措置	完了時間																																														
A. 中央制御室非常用換気空調系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。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																																														
B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																														
D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又は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。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																														
項目	運転上の制限																																															
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり2系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること																																															
項目	判定値																																															
総合除去効率	90%以上																																															
条件	要求される措置	完了時間																																														
A. 中央制御室非常用換気空調系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。 及び A2. 他の1系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30日間  速やかに																																														
B. 中央制御室非常用換気空調系2系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも1系列を動作可能な状態に復旧する。	10日間																																														
C. 原子炉の状態が運転、起動、及び高温停止において、条件A又は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。 及び C2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																																														
D. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A又は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。 及び D2. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																
<p>(外部電源その2)</p> <p><b>第59条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は<b>表59-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及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項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表59-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表59-1</b></p> <table border="1" data-bbox="136 709 952 806"> <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><b>表59-2</b></p> <table border="1" data-bbox="127 888 1332 1329"> <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>A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 4. 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></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. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	及び		A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び		A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに	及び		A 4. 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)</p> <p><b>第58条の2</b> 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉〕</p> <p>原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は<b>表58の2-1</b>で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。</p> <p>2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及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項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表58の2-2</b>の措置を講じる。</p> <p><b>表58の2-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1380 709 2196 806"> <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><b>表58の2-2</b></p> <table border="1" data-bbox="1383 888 2579 1329"> <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>A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td></td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A 4. 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></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. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに	及び		A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び		A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに	及び		A 4. 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. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																
	及び																																																	
	A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																
	及び																																																	
A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに																																																
	及び																																																	
A 4. 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. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに																																																
	及び																																																	
	A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																
	及び																																																	
A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。		速やかに																																																
	及び																																																	
A 4. 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																																																

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																		
	<p>表58の3-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1368 268 1813 310">条 件</th> <th data-bbox="1813 268 2412 310">要求される措置</th> <th data-bbox="2412 268 2573 310">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 310 1813 590"> <p>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</p> </td> <td data-bbox="1813 310 2412 590"> <p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、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。</p> </td> <td data-bbox="2412 310 2573 590"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 590 1813 869"> <p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> </td> <td data-bbox="1813 590 2412 869"> <p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 590 2573 869"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 869 1813 1213"> <p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</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> </td> <td data-bbox="1813 869 2412 1213"> <p>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、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> </td> <td data-bbox="2412 869 2573 1213"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>20日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1213 1813 1493"> <p>D. 動作可能な外部電源が1回線である場合</p> </td> <td data-bbox="1813 1213 2412 1493"> <p>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td data-bbox="2412 1213 2573 1493"> <p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1493 1813 1772"> <p>E. 動作可能である外部電源が1回線のみの場合</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p> </td> <td data-bbox="1813 1493 2412 1772"> <p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、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> </td> <td data-bbox="2412 1493 2573 1772"> <p>12時間</p> <p>12時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>	条 件	要求される措置	完了時間	<p>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</p>	<p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、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。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>	<p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p>	<p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>	<p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</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>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</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>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</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</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p>	<p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、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>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条 件	要求される措置	完了時間																		
<p>A. 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</p>	<p>A 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、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。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>																		
<p>B. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p>	<p>B 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</p> <p>30日間</p>																		
<p>C. 動作可能な外部電源が2回線である場合</p> <p>及び</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>C 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>C 2. 当直長は、動作可能な外部電源の少なくとも1回線以上を他の回線に対し独立性を有している状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</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>D 1. 当直長は、動作可能な外部電源について、電圧<sup>*5</sup>が確立していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>D 2. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかにその後、毎日1回</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</p> <p>及び</p> <p>第59条及び第60条で要求される非常用ディーゼル発電機の台数を満足していない場合</p>	<p>E 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>E 2. 当直長は、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>																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後			備考											
	<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 data-bbox="1368 275 1801 394"> <u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u> </td> <td data-bbox="1801 275 2415 394"> <u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u> </td> <td data-bbox="2415 275 2573 394"> <u>24時間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 401 1801 554"> <u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1801 401 2415 554"> <u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u>  <u>G 2. 当直長は、低温停止とする。</u> </td> <td data-bbox="2415 401 2573 554"> <u>24時間</u>   <u>36時間</u> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 560 1801 911"> <u>H. 原子炉の状態が低温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u> </td> <td data-bbox="1801 560 2415 911"> <u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u>  <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u>  <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u> </td> <td data-bbox="2415 560 2573 911"> <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u>   <u>速やかに</u> </td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	<u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u>	<u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>24時間</u>	<u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u> <u>G 2. 当直長は、低温停止とする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>	<u>H. 原子炉の状態が低温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u> <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u> <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	<p>※5：154kV送電線（荒浜線）の予備変圧器の電圧については1次側及び2次側電圧値を確認する。（予備変圧器が通常負荷へ電源供給していない場合）</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
条件	要求される措置	完了時間													
<u>F. すべての外部電源が動作不能である場合</u>	<u>F 1. 当直長は、動作不能となっている外部電源の少なくとも1回線を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>24時間</u>													
<u>G. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>G 1. 当直長は、高温停止とする。及び</u> <u>G 2. 当直長は、低温停止とする。</u>	<u>24時間</u>  <u>36時間</u>													
<u>H. 原子炉の状態が低温停止及び燃料交換において、条件A, B, C, D, E又はFの措置を完了時間内に達成できない場合</u>	<u>H 1. 当直長は、炉心変更を中止する。及び</u> <u>H 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</u> <u>H 3. 当直長は、有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。</u>	<u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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><b>第61条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup>は<b>表61-1</b>で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及び燃料交換において、<b>第66条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について、<b>表61-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表61-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7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><b>表61-1</b></p> <table border="1" data-bbox="133 903 1299 1029"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>交流電源</td> <td><b>第66条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>※2</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及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><b>表61-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 1228 1299 1522"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="133 1596 1299 1890"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	交流電源	<b>第66条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※2</sup> が動作可能であること	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>(非常用ディーゼル発電機その2)</p> <p><b>第60条</b> 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1</sup><sup>※2</sup>は<b>表60-1</b>で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及び燃料交換において、<b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について、<b>表60-2</b>に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<b>表60-3</b>の措置を講じる。</p> <p>※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉及び7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>※2：7号炉の非常用ディーゼル発電機及びデイトンクは、<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</b></p> <p><b>表60-1</b></p> <table border="1" data-bbox="1380 903 2546 1029"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>交流電源</td> <td><b>第65条</b>で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備<sup>※3</sup>が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及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><b>表60-2</b></p> <p>1. 1号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1228 2546 1522"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1380 1596 2546 1890"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転上の制限	交流電源	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※3</sup> が動作可能であること	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
項目	運転上の制限																																	
交流電源	<b>第66条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※2</sup> が動作可能であること																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	運転上の制限																																	
交流電源	<b>第65条</b> で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※3</sup> が動作可能であること																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,936mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	
項目	頻度																																	
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																																	
2. A系及びB系のデイトンクレベルが2,768mm以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベルが1,930mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前		変更後		備考																							
<p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	<p>3. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> <tr> <td>2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>		項目	頻度	1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回	2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回	記載の適正化											
項目	頻度																										
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																										
2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																										
項目	頻度																										
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	1ヶ月に1回																										
2. A系、B系及びC系のデイトンクレベルが2,273mm以上であることを確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。	1ヶ月に1回																										
<p><u>表61-3</u></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>A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 4. 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	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに	A 4. 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><u>表60-3</u></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>A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 2. 炉心変更を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>A 4. 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	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに	A 4. 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	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに																									
	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに																									
	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに																									
	A 4. 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	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。及び	速やかに																									
	A 2. 炉心変更を中止する。及び	速やかに																									
	A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。及び	速やかに																									
	A 4. 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																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前

変更後

備考

表62-2

表61-2

記載の適正化

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																					
<p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><u>表6-3-1</u></p> <p>1. 1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 709 1044 793"> <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系列とは、A系，B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>2. 6号炉及び7号炉</p> <table border="1" data-bbox="136 913 1044 997"> <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※2が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：4系列とは、A系，B系，C系及び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※2が動作可能であること	<p>(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、4系列の蓄電池及び充電器について、<u>浮動充電時の蓄電池電圧が表6-2-2に定める値であることを1週間に1回確認する。</u></p> <p>3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、<u>表6-2-3の措置を講じる。</u></p> <p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p>※2：7号炉の直流電源A系（A及びA-2）及びB系は、<u>重大事故等対処設備を兼ねる。直流電源A系（A及びA-2）が動作不能時は、第66条（表6-6-12-4）の運転上の制限も確認する。また、7号炉の直流電源C系及びD系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p><u>表6-2-1</u></p> <p>1. 1号炉，2号炉，3号炉，4号炉及び5号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 709 2320 793"> <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>※3：3系列とは、A系，B系及び高圧炉心スプレイ系をいう。</p> <p>2. 6号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 913 2320 997"> <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>※4：4系列とは、A系，B系，C系及びD系をいう。</p> <p>3. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1117 2320 1201"> <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※5が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※5：4系列とは、A系（A及びA-2），B系，C系及びD系をいう。</p> <p><u>表6-2-2</u></p> <p>1. 7号炉</p> <table border="1" data-bbox="1383 1360 2320 1612"> <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</td> <td>A</td> <td>128V以上</td> </tr> <tr> <td>A-2</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>B</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>C</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>D</td> <td>126V以上</td> </tr> </tbody> </table>	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	項目	運転上の制限	直流電源	4系列※5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	A	128V以上	A-2	126V以上	B系	B	126V以上	C系	C	126V以上	D系	D	126V以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>
項目	運転上の制限																																						
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※2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																																						
項目	運転上の制限																																						
直流電源	4系列※5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	A	128V以上																																					
	A-2	126V以上																																					
B系	B	126V以上																																					
C系	C	126V以上																																					
D系	D	126V以上																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考																																																										
<p><u>表6.3-2</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5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. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又は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 rowspan="2">C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7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. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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>C. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>C1. 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">D. 条件A, B又は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 rowspan="2">D1. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <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系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間	36時間	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	D. 条件A, B又は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. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。	24時間	36時間	<p><u>表6.2-3</u></p> <p>1. 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5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. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C. 条件A又は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 rowspan="2">C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 6号炉及び7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. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。</td> <td>30日間  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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>C. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合</td> <td>C1. 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">D. 条件A, B又は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 rowspan="2">D1. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <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系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間	36時間	条件	要求される措置	完了時間	A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに	D. 条件A, B又は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. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。	24時間	36時間	記載の適正化
条件	要求される措置	完了時間																																																														
A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																														
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間																																																														
		36時間																																																														
条件	要求される措置	完了時間																																																														
A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																														
D. 条件A, B又は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. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。	24時間																																																														
		36時間																																																														
条件	要求される措置	完了時間																																																														
A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																														
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間																																																														
		36時間																																																														
条件	要求される措置	完了時間																																																														
A. 直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及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)の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 又は 直流電源1系列(A系, B系, C系)の蓄電池又は充電器及び直流電源D系の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	B1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの蓄電池及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系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	C1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに																																																														
D. 条件A, B又は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. 高温停止とする。 及び D2. 冷温停止とする。	24時間																																																														
		36時間																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考																																																	
<p>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p><u>表6-4-1</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><u>第6-6条</u>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><u>表6-4-2</u></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. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 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	直流電源	<u>第6-6条</u> で要求される直流電源が動作可能であること	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又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電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	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	及び A 4. 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>※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。</p> <p>※2：<u>7号炉の直流電源A系（A及びA-2）及びB系は、重大事故等対処設備を兼ねる。直流電源A系（A及びA-2）が動作不能時は、第6-6条（表6-6-12-4）の運転上の制限も確認する。また、7号炉の直流電源C系及びD系は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）を兼ねる。</u></p> <p><u>表6-3-1</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源</td> <td><u>第6-5条</u>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><u>表6-3-2</u></p> <p>1. 7号炉</p> <table border="1"> <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</td> <td>A</td> <td>128V以上</td> </tr> <tr> <td>A-2</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>B系</td> <td>B</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>C系</td> <td>C</td> <td>126V以上</td> </tr> <tr> <td>D系</td> <td>D</td> <td>126V以上</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表6-3-3</u></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. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合</td> <td>A 1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 2. 炉心変更を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び A 4. 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	直流電源	<u>第6-5条</u> 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	A	128V以上	A-2	126V以上	B系	B	126V以上	C系	C	126V以上	D系	D	126V以上	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又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電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	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（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	<u>第6-6条</u> で要求される直流電源が動作可能であること																																																		
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又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電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																																																	
	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 4. 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																																																		
直流電源	<u>第6-5条</u> 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	A	128V以上																																																	
	A-2	126V以上																																																	
B系	B	126V以上																																																	
C系	C	126V以上																																																	
D系	D	126V以上																																																	
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又は充電器が動作不能の場合	A 1. 要求される蓄電池又は充電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																																																	
	及び A 2. 炉心変更を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 3. 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに																																																	
	及び A 4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに																																																	

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考								
<p>(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)</p> <p>第69条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p> <p>表69-1</p> <table border="1" data-bbox="136 869 1308 951"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	<p>(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)</p> <p>第69条 原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-1で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。</p> <p>2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、<b>原子炉主任</b>技術者の確認を得て当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表69-2に定める事項を確認する。</p> <p>3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表69-3の措置を講じる。</p> <p>表69-1</p> <table border="1" data-bbox="1383 869 2555 951"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複数の制御棒引き抜きを伴う検査</td> <td>あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	運転上の制限	複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること	<p>記載の適正化</p>
項 目	運転上の制限									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること									
項 目	運転上の制限									
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第72条 各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>で確認する。</p> <p><u>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。</u></p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表72に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。</p> <p>3. <b>各GM</b>は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。</p> <p>4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度(期間)以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度(期間)より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p>※1：第72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。</p>	<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第72条 各GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>で確認する。</p> <p><u>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。</u></p> <p>2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表72に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup><u>※3</u>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない<sup>※3</sup>。</p> <p>3. <u>当直長及び燃料GM</u>は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた場合 <u>又は各GM(当直長及び燃料GMを除く。)</u>から第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかつた旨の連絡を受けた場合は、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GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度(期間)以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度(期間)より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。</p> <p>5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。</p> <p>6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。</p> <p><u>7. 各GM(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)は、第2項で定める運転上の制限を満足していることの確認を実施する場合において、確認事項が複数の条文で同一である場合、各条文に対応して複数回実施する必要はなく、1回の確認により各条文の確認を実施したとみなすことができる。</u></p> <p><u>8. 当直長は、各GMが第17条の7又は第17条の8にもとづく教育及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、教育及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72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。                  ※2：第2節で定められた頻度も適用される。                  ※3：第74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。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考																																																													
<p>表7.2</p> <table border="1" data-bbox="136 268 1068 756"> <thead> <tr> <th colspan="2">頻度</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>保安規定で定める頻度</th> <th>延長できる時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1時間に1回</td> <td>15分</td> <td>分単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>12時間に1回</td> <td>3時間</td> <td>時間単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>24時間に1回</td> <td>6時間</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>毎日1回</td> <td></td> <td>所定の直の時間帯で確認する。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>2日</td> <td>日単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>7日</td> <td>同上 なお、1ヶ月は31日とする。</td> </tr> <tr> <td>1000MWd/tに1回</td> <td>250MWd/t</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	頻度		備考	保安規定で定める頻度	延長できる時間	1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。	12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。	24時間に1回	6時間	同上	毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。	1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。	1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。	1000MWd/tに1回	250MWd/t		<p>表7.2</p> <table border="1" data-bbox="1380 268 2320 999"> <thead> <tr> <th colspan="2">頻度</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>保安規定で定める頻度</th> <th>延長できる時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1時間に1回</td> <td>15分</td> <td>分単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>12時間に1回</td> <td>3時間</td> <td>時間単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>24時間に1回</td> <td>6時間</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>毎日1回</td> <td></td> <td>所定の直の時間帯で確認する。</td> </tr> <tr> <td>1週間に1回</td> <td>2日</td> <td>日単位の間隔で確認する。</td> </tr> <tr> <td>1ヶ月に1回</td> <td>7日</td> <td>同上 なお、1ヶ月は31日とする。</td> </tr> <tr> <td><u>3ヶ月に1回</u></td> <td><u>23日</u></td> <td><u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u></td> </tr> <tr> <td><u>1年に1回</u></td> <td><u>92日</u></td> <td><u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u></td> </tr> <tr> <td><u>2年に1回</u></td> <td><u>182日</u></td> <td><u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u></td> </tr> <tr> <td>1000MWd/tに1回</td> <td>250MWd/t</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	頻度		備考	保安規定で定める頻度	延長できる時間	1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。	12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。	24時間に1回	6時間	同上	毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。	1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。	1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。	<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u>	<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u>	<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u>	1000MWd/tに1回	250MWd/t		<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
頻度		備考																																																													
保安規定で定める頻度	延長できる時間																																																														
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。																																																													
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。																																																													
24時間に1回	6時間	同上																																																													
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。																																																													
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。																																																													
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。																																																													
1000MWd/tに1回	250MWd/t																																																														
頻度		備考																																																													
保安規定で定める頻度	延長できる時間																																																														
1時間に1回	15分	分単位の間隔で確認する。																																																													
12時間に1回	3時間	時間単位の間隔で確認する。																																																													
24時間に1回	6時間	同上																																																													
毎日1回		所定の直の時間帯で確認する。																																																													
1週間に1回	2日	日単位の間隔で確認する。																																																													
1ヶ月に1回	7日	同上 なお、1ヶ月は31日とする。																																																													
<u>3ヶ月に1回</u>	<u>23日</u>	<u>同上</u> <u>なお、3ヶ月は92日とする。</u>																																																													
<u>1年に1回</u>	<u>92日</u>	<u>同上</u> <u>なお、1年は365日とする。</u>																																																													
<u>2年に1回</u>	<u>182日</u>	<u>同上</u> <u>なお、2年は730日とする。</u>																																																													
1000MWd/tに1回	250MWd/t																																																														



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

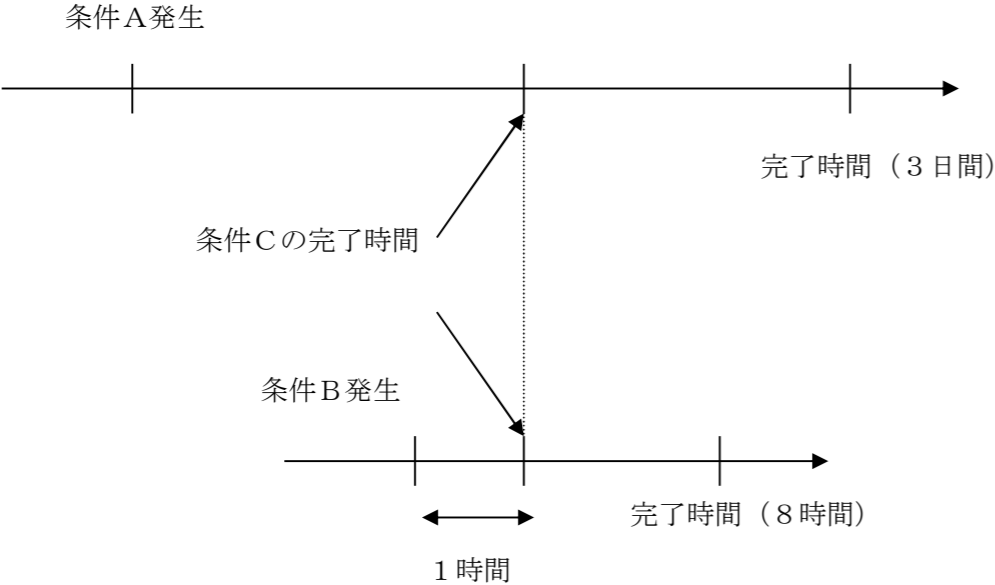
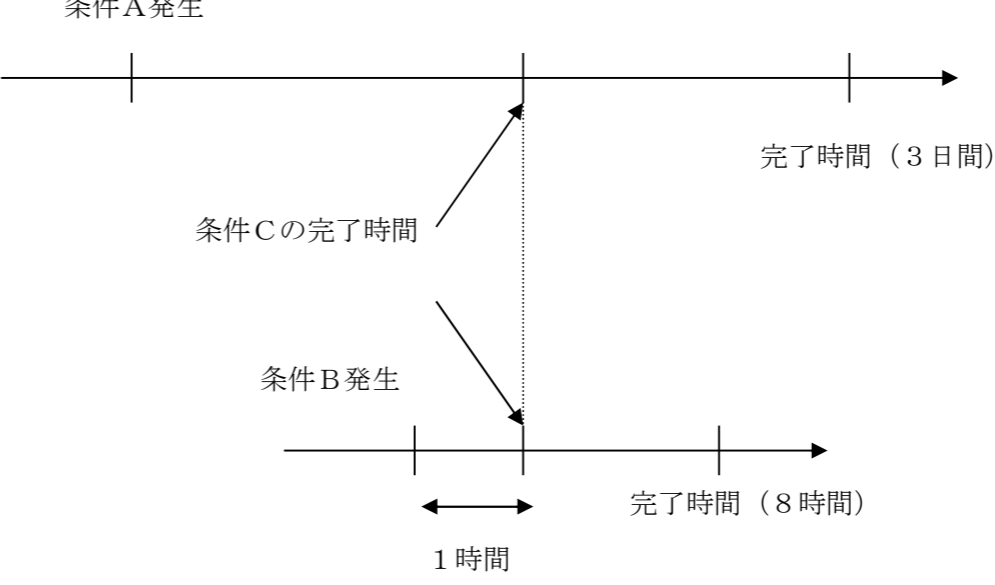
変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第73条 運転上の制限を満足しない場合とは、<b>各GM</b>が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、<b>各GM</b>は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. <b>各GM</b>は、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に係る事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。</p> <p>3. <b>各GM</b>は、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、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. <b>各GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>5. <b>各GM</b>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73の例に準拠する。</p> <p>6. <b>各GM</b>は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>7. <b>各GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. <b>各GM</b>は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<b>当該条文</b>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>(運転上の制限を満足しない場合)</p> <p>第73条 運転上の制限を満足しない場合とは、<b>当直長及び燃料GM</b>が第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、<b>当直長及び燃料GM</b>は、この判断を速やかに行う。</p> <p>2. <b>当直長及び燃料GM</b>は、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に係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. <b>当直長及び燃料GM</b>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. <b>当直長及び燃料GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>5. <b>当直長及び燃料GM</b>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73の例に準拠する。</p> <p>6. <b>当直長及び燃料GM</b>は、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は<b>原子炉</b>主任技術者に報告する。</p> <p>7. <b>当直長及び燃料GM</b>は、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、<b>原子炉</b>主任技術者の確認を得る。</p> <p>8. <b>当直長及び燃料GM</b>は、次の各号を適用することができる。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。</p> <p>(2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。</p> <p>(3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。</p> <p>(4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が<b>第3節各条</b>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>

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考																														
<p>表7.3</p> <table border="1" data-bbox="136 268 1068 995"> <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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合</td> <td>C 1. 機能Xを確認する。 又は 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又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、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、及び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又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A 1. とA 2. (又は要求される措置B 1. とB 2.) の完了時間の起点は、いずれも条件A (又は条件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C 1. とC 2. 並びにD 1. とD 2. の完了時間の起点は、いずれも条件C又はDに移行した時点である。</p> <p>(3) 条件B (機能Yが確認できない場合) であると判断した場合、要求される措置B 1. 又はB 2. 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D 1. とD 2. の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。</p>	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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1時間  1時間	D. 条件A, B又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間	<p>表7.3</p> <table border="1" data-bbox="1383 268 2356 995"> <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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合</td> <td>C 1. 機能Xを確認する。 又は 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又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。</td> <td>24時間  36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、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、及び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又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A 1. とA 2. (又は要求される措置B 1. とB 2.) の完了時間の起点は、いずれも条件A (又は条件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C 1. とC 2. 並びにD 1. とD 2. の完了時間の起点は、いずれも条件C又はDに移行した時点である。</p> <p>(3) 条件B (機能Yが確認できない場合) であると判断した場合、要求される措置B 1. 又はB 2. 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D 1. とD 2. の完了時間の起点は条件Dに移行した時点である。</p>	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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1時間  1時間	D. 条件A, B又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1時間  1時間																														
D. 条件A, B又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 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。 及び 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。 又は 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 及び 機能Yが確認できない場合	C 1. 機能Xを確認する。 又は C 2. 機能Yを確認する。	1時間  1時間																														
D. 条件A, B又は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. 高温停止にする。 及び D 2. 冷温停止にする。	24時間  36時間																														

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))	変 更 後	備 考
<p>(4) 要求される措置A1. を1時間以内に達成できない場合又はその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D1. とD2. の実施と並行して要求される措置A1. とA2. を実施し、要求される措置A1. が要求される措置A2. の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D1. とD2. の実施要求はなく、また、原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A2. を3日間以内(起点は最初に条件Aであると判断した時点)に達成させる。(参考図73-1参照)</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A2. を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D1. とD2. の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。(参考図73-1参照)</p> <p>(6) 条件A(機能Xが確認できない場合)の要求される措置A1. とA2. を実施中に条件B(機能Yが確認できない場合)であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C2. (又は要求される措置C1.)を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A(又は条件B)に移行する。このとき再度、条件A(又は条件B)の要求される措置A1. とA2. (又は要求される措置B1. とB2.)を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A(又は条件B)であると判断した時点である。(参考図73-2参照)</p> <p>(7) 条件A(機能Xが確認できない場合)の要求される措置A1. とA2. を実施中に条件B(機能Yが確認できない場合)であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C2. (又は要求される措置C1.)の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A1. とA2. が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A1. とA2. が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。(参考図73-3参照)</p>	<p>(4) 要求される措置A1. を1時間以内に達成できない場合又はその後の8時間毎の確認ができない場合は、条件Dへ移行する。このとき、要求される措置D1. とD2. の実施と並行して要求される措置A1. とA2. を実施し、要求される措置A1. が要求される措置A2. の完了時間である3日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置D1. とD2. の実施要求はなく、また、原子炉熱出力は条件Dへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置A2. を3日間以内(起点は最初に条件Aであると判断した時点)に達成させる。(参考図73-1参照)</p> <p>(5) (4)において、要求される措置A2. を3日間以内に達成できない場合は、その時点から条件Dへ移行する。このときの要求される措置D1. とD2. の完了時間の起点は、改めて条件Dに移行した時点であり、最初に条件Dへ移行した時点ではない。(参考図73-1参照)</p> <p>(6) 条件A(機能Xが確認できない場合)の要求される措置A1. とA2. を実施中に条件B(機能Yが確認できない場合)であると判断した場合、条件Cに移行し、要求される措置C2. (又は要求される措置C1.)を1時間以内に達成すると、条件Cから条件A(又は条件B)に移行する。このとき再度、条件A(又は条件B)の要求される措置A1. とA2. (又は要求される措置B1. とB2.)を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件A(又は条件B)であると判断した時点である。(参考図73-2参照)</p> <p>(7) 条件A(機能Xが確認できない場合)の要求される措置A1. とA2. を実施中に条件B(機能Yが確認できない場合)であると判断した場合、条件Cに移行するが、要求される措置C2. (又は要求される措置C1.)の完了時間より前に条件Aの完了時間が来るときは、条件Aの完了時間が優先する。このとき、実質的な条件Cの完了時間は条件Aの完了時間と同じであり、要求される措置A1. とA2. が条件Aの完了時間内に達成できれば、自動的に条件Cの要求される措置は達成され、条件Bの完了時間は条件Bであると判断した時点を中心とする完了時間となる。また、要求される措置A1. とA2. が条件Aの完了時間内に達成できなければ、条件Cの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Dへ移行する。(参考図73-3参照)</p>	

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>参考図73-1</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.とD2.</p> <p>要求される措置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>再度、要求される措置D1.と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、要求される措置D1.と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.とD2.を中止する。</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ことが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。</p>	<p>参考図73-1</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.とD2.</p> <p>要求される措置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>再度、要求される措置D1.と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、要求される措置D1.と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.とD2.を中止する。</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ことが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。</p>	

変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>参考図73-2</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又は機能Yが確認できれば 条件A又は条件Bの本来の完了時間に戻る。</p>	<p>参考図73-2</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又は機能Yが確認できれば 条件A又は条件Bの本来の完了時間に戻る。</p>	

変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>参考図73-3</p> <p>条件Aの完了時間 (3日間)</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発生</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73-3</p> <p>条件Aの完了時間 (3日間)</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発生</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>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<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74条 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を、<u>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</u>、要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、<u>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。</u></p> <p><u>3. 第1項及び第2項の実施については、第73条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</u></p> <p><u>4. 各GMは、第1項又は第2項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。</u></p> <p><u>5. 第1項及び第2項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</u></p> <p><u>6. 各GMは、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※2</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</u></p> <p><u>7. 各GMは、第1項又は第2項を実施する場合、第73条第3項及び第8項に準拠する。</u></p> <p><u>8. 第1項及び第2項において、要求される措置又は安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。</u></p> <p><u>9. 各GMは、第2項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)</p> <p>第74条 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を、<u>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</u>、要求される完了時間の範囲内で実施する。</p> <p>2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、<u>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。</u></p> <p><u>3. 各GMは、表74で定める設備について、保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める保全作業時の措置を実施する。なお、要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※2</sup>を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u></p> <p><u>4. 第1項、第2項及び第3項の実施については、第73条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。</u></p> <p><u>5. 各GMは、第1項、第2項又は第3項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。</u></p> <p><u>6. 第1項、第2項及び第3項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。</u></p> <p><u>7. 各GMは、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※3</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。</u></p> <p><u>8. 各GMは、第1項、第2項又は第3項を実施する場合、第73条第3項及び第8項に準拠する。なお、第3項に基づき運転上の制限外に移行する場合は、「要求される措置」を「保全作業時の措置」に読み替えるものとする。</u></p> <p><u>9. 第1項又は第3項において、要求される措置、保全作業時の措置を実施できなかった場合又は第2項において安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。</u></p> <p><u>10. 各GMは、第2項に基づく保全作業及び第3項において、完了時間を超えて保全作業を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※2：表74に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。</p> <p>※3：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後				備考																				
	<p>表7.4</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 268 1576 363">関連条文</th> <th data-bbox="1576 268 1857 363">点検対象設備</th> <th data-bbox="1857 268 2050 363">第7.4条 適用時期</th> <th data-bbox="2050 268 2353 363">保全作業時の措置</th> <th data-bbox="2353 268 2582 363">実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 363 1576 541"> <p>第5.7条 第6.6条 (66-14-1)</p> </td> <td data-bbox="1576 363 1857 541"> <p>・中央制御室非常用 換気空調系<sup>※4</sup></p> </td> <td data-bbox="1857 363 2050 541"> <p>第5.7条の適用される原子炉の状態</p> </td> <td data-bbox="2050 363 2353 541"> <p>・中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。</p> </td> <td data-bbox="2353 363 2582 541"> <p>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 541 1576 1010"> <p>第5.8条の3</p> </td> <td data-bbox="1576 541 1857 1010"> <p>・外部電源</p> </td> <td data-bbox="1857 541 2050 1010"> <p>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</p> </td> <td data-bbox="2050 541 2353 1010"> <p>・動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。</p> <p>・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</p> </td> <td data-bbox="2353 541 2582 1010"> <p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間(30日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1ヶ月に1回</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1383 1010 1576 1619"> <p>第6.6条 (66-9-2)</p> </td> <td data-bbox="1576 1010 1857 1619"> <p>・燃料プール冷却浄化系を構成する弁</p> </td> <td data-bbox="1857 1010 2050 1619"> <p>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</p> </td> <td data-bbox="2050 1010 2353 1619"> <p>・使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。</p> <p>・燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。</p> <p>・残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が評価時間内に実施可能であることを管理的手段で確認する。</p> </td> <td data-bbox="2353 1010 2582 1619"> <p>点検前<sup>※5</sup></p> <p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup></p> </td> </tr> </tbody> </table>				関連条文	点検対象設備	第7.4条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	<p>第5.7条 第6.6条 (66-14-1)</p>	<p>・中央制御室非常用 換気空調系<sup>※4</sup></p>	<p>第5.7条の適用される原子炉の状態</p>	<p>・中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</p>	<p>第5.8条の3</p>	<p>・外部電源</p>	<p>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</p>	<p>・動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。</p> <p>・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間(30日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1ヶ月に1回</p>	<p>第6.6条 (66-9-2)</p>	<p>・燃料プール冷却浄化系を構成する弁</p>	<p>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</p>	<p>・使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。</p> <p>・燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。</p> <p>・残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が評価時間内に実施可能であることを管理的手段で確認する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup></p> <p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
関連条文	点検対象設備	第7.4条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度																					
<p>第5.7条 第6.6条 (66-14-1)</p>	<p>・中央制御室非常用 換気空調系<sup>※4</sup></p>	<p>第5.7条の適用される原子炉の状態</p>	<p>・中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</p>																					
<p>第5.8条の3</p>	<p>・外部電源</p>	<p>運 転 起 動 高温停止 低温停止 燃料交換</p>	<p>・動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。</p> <p>・所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間(30日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1ヶ月に1回</p>																					
<p>第6.6条 (66-9-2)</p>	<p>・燃料プール冷却浄化系を構成する弁</p>	<p>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</p>	<p>・使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。</p> <p>・燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。</p> <p>・残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が評価時間内に実施可能であることを管理的手段で確認する。</p>	<p>点検前<sup>※5</sup></p> <p>点検前<sup>※5</sup> その後、毎日1回</p> <p>点検前<sup>※5</sup></p>																					



変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後					備考
	<p><u>関連条文</u></p>	<p><u>点検対象設備</u></p>	<p><u>第74条 適用時期</u></p>	<p><u>保全作業時の措置</u></p>	<p><u>実施頻度</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
<p><u>第66条 (66-9-3)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済貯蔵プール監視カメラ用空冷装置含む)</u></li> </ul>	<p><u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が6.5℃以下であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後, 毎日1回</u></p>		
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残りの要素が監視可能であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後, 毎日1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-12-3)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u></li> <li>・<u>号炉間電力融通ケーブル (可搬型)</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間 (30日) を超えて点検を実施する場合は, その後, 1ヶ月に1回</u></p>		
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・<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。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup></u></p>		
<p><u>第66条 (66-12-4)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>直流12.5V充電器A</u></li> <li>・<u>直流12.5V蓄電池A</u></li> <li>・<u>直流12.5V充電器A-2</u></li> <li>・<u>直流12.5V蓄電池A-2</u></li> <li>・<u>AM用直流12.5V充電器</u></li> <li>・<u>AM用直流12.5V蓄電池</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>AM用蓄電池・充電器及び蓄電池・充電器A-2が健全であることを確認する。</u></li> <li>・<u>AM用蓄電池・充電器及び蓄電池・充電器Aが健全であることを確認する。</u></li> <li>・<u>蓄電池A, A-2及び充電器A, A-2が健全であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後, 1週間に1回</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後					備考
	<p><u>関連条文</u></p>	<p><u>点検対象設備</u></p>	<p><u>第74条 適用時期</u></p>	<p><u>保全作業時の措置</u></p>	<p><u>実施頻度</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
<p><u>第66条 (66-12-6)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>AM用MCC</u></li> <li>・ <u>AM用切替盤</u></li> <li>・ <u>AM用動力変圧器</u></li> <li>・ <u>緊急用断路器</u></li> <li>・ <u>緊急用電源切替箱接続装置</u></li> <li>・ <u>緊急用電源切替箱断路器</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認<sup>※6</sup>する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> 点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-14-1)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンベ)</u></li> </ul>	<p><u>運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。</u></li> <li>・ <u>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室退避室の加圧ができることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-15-1)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>モニタリングポスト用発電機</u></li> </ul>	<p><u>冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替品を確保する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前</u></p>		
<p><u>第66条 (66-16-1)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)</u></li> </ul>	<p><u>運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</u></p>		
<p><u>第66条 (66-16-2)</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンベ)</u></li> </ul>	<p><u>運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。</u></li> </ul>	<p><u>点検前<sup>※5</sup> その後、10日に1回</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定: ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後				備考										
	<table border="1" data-bbox="1383 254 2579 632"> <thead> <tr> <th data-bbox="1383 254 1555 348">関連条文</th> <th data-bbox="1555 254 1857 348">点検対象設備</th> <th data-bbox="1857 254 2050 348">第74条 適用時期</th> <th data-bbox="2050 254 2353 348">保全作業時の措置</th> <th data-bbox="2353 254 2579 348">実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1383 348 1555 632">第66条 (66-16-3)</td> <td data-bbox="1555 348 1857 632"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・交流分電盤</li> <li>・負荷変圧器</li> </ul> </td> <td data-bbox="1857 348 2050 632">                     運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換                 </td> <td data-bbox="2050 348 2353 632">                     ・代替品を確保する。                 </td> <td data-bbox="2353 348 2579 632">点検前</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1383 680 2579 751">※4: 6号炉及び7号炉の中央制御室非常用換気空調系の中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクト(外気の入取, 排気のライン)等をいう。</p> <p data-bbox="1383 758 2579 871">※5: 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 data-bbox="1383 877 2579 991">※6: 「動作可能であることを確認」とは, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止の場合, 非常用ディーゼル発電機3台を起動し, 冷温停止及び燃料交換の場合は, 非常用ディーゼル発電機2台<sup>*7</sup>を起動し動作可能であることを確認する。</p> <p data-bbox="1383 997 2579 1031">※7: 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>				関連条文	点検対象設備	第74条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	第66条 (66-16-3)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・交流分電盤</li> <li>・負荷変圧器</li> </ul>	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前	原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)
関連条文	点検対象設備	第74条 適用時期	保全作業時の措置	実施頻度											
第66条 (66-16-3)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・交流分電盤</li> <li>・負荷変圧器</li> </ul>	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・代替品を確保する。	点検前											

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(運転上の制限に関する記録)</p> <p>第75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及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又は燃料GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及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74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した場合又は各GMから第74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第74条第1項又は第2項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置又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75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及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又は燃料GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及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74条第1項、第2項又は第3項で定める保全作業を実施した場合又は各GMから第74条第1項、第2項又は第3項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。</p> <p>(1) 第74条第1項、第2項又は第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、その時刻及び保全作業の内容</p> <p>(2) 要求される措置又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の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第78条 当直長は、第76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及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76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第76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)又は(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又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条第3項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>(異常収束後の措置)</p> <p>第78条 当直長は、第76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及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76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、<u>原子炉</u>主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。</p> <p>3. 当直長は、第76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)又は(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又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p> <p>(2) <u>第17条〔7号炉〕第4項、第17条の3第5項、第17条の4〔1号炉、2号炉、3号炉、4号炉、5号炉及び6号炉〕第2項、第17条の4〔7号炉〕第4項又は第17条の5第4項</u>の措置として原子炉をスクラムさせた場合。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">第5章 燃料管理</p> <p>(新燃料の運搬)</p> <p>第79条 燃料GMは、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合及び新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※1</p> <p>3. 燃料GMは、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、第2項(1)から(3)に加え、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入すること。※1</p> <p>(2) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第3項の運搬において、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及び容器の表面の放射性物質の密度(以下「表面汚染密度」という。)が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する※1。ただし、第93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に新燃料を移動する場合は、新燃料を収納した新燃料輸送容器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. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>7. 実用炉規則第13条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p> <p>※1：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p style="text-align: center;">第5章 燃料管理</p> <p>(新燃料の運搬)</p> <p>第79条 燃料GMは、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合及び新燃料を新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、管理区域内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※1</p> <p>3. 燃料GMは、管理区域外において、新燃料を運搬する場合は、第2項(1)から(3)に加え、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入すること。※1</p> <p>(2) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、第3項の運搬において、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及び容器の表面の放射性物質の密度(以下「表面汚染密度」という。)が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する※1。ただし、第93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第1項(1)に定める区域に新燃料を移動する場合は、新燃料を収納した新燃料輸送容器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. 燃料GMは、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p> <p>7. 実用炉規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用とならない。</p> <p>※1：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第80条 燃料GMは、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。 ただし、MOX燃料は、使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーン又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を講じること。</p>	<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第80条 燃料GMは、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。 ただし、MOX燃料は、使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーン又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を講じること。</p> <p><u>(5) 使用済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、使用済燃料プールに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（7号炉）。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(燃料の検査)</p> <p>第81条 燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。</p> <p>2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、 SHIPPING検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有りとは判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。</p> <p>3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料取替機を使用する。</p>	<p>(燃料の検査)</p> <p>第81条 燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。</p> <p>2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、 SHIPPING検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有りとは判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。</p> <p>3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料取替機を使用する。</p>	<p>変更なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																				
<p>(燃料移動) 第84条 当直長は、第83条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。 2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。 3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-aの措置を講じる。 4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表84-1-bについて確認する。 5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-bの措置を講じる。 6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第72～75条に準拠する。</p> <p>表84-1-a</p> <table border="1" data-bbox="127 632 1234 1157"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p> <p>表84-1-b 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <table border="1" data-bbox="127 1318 1219 1887"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup>(ただし、引き抜かれた制御棒を除く)</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の(4)適用時を除く。</p>	項目	頻度	1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	項目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度	<p>(燃料移動) 第84条 当直長は、第83条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。 2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。 3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-aの措置を講じる。 4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表84-1-bについて確認する。 5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-bの措置を講じる。 6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第72～75条に準拠する。</p> <p>表84-1-a</p> <table border="1" data-bbox="1380 632 2546 1157"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。</td> <td>燃料移動開始前<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p> <p>表84-1-b 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉〕</p> <table border="1" data-bbox="1380 1318 2519 1887"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。<sup>※2</sup>(ただし、引き抜かれた制御棒を除く)</td> <td>制御棒を引き抜く直前</td> </tr> <tr> <td>3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。<sup>※2</sup></td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。</td> <td>燃料を装荷する直前</td> </tr> <tr> <td>6. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：第83条第1項の(4)適用時を除く。</p>	項目	頻度	1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	項目	頻度	1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前	2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前	3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回	5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前	6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度	<p>変更なし</p>
項目	頻度																																																					
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																																																					
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																																																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																																																					
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																																																					
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																																																					
項目	頻度																																																					
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																																																					
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前																																																					
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																					
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																					
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																																																					
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度																																																					
項目	頻度																																																					
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																																																					
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 <sup>※1</sup>																																																					
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回																																																					
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回																																																					
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度																																																					
項目	頻度																																																					
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	制御棒を引き抜く直前																																																					
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。 <sup>※2</sup> (ただし、引き抜かれた制御棒を除く)	制御棒を引き抜く直前																																																					
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																					
4. 1体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。 <sup>※2</sup>	毎日1回																																																					
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前																																																					
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表85に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 実用炉規則第14条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。</p> <p>(2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。</p> <p>表85</p> <table border="1" data-bbox="124 951 1249 1276"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>1号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>4号炉</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 5号炉, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>6号炉</td> <td>6号炉</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： 使用済燃料プールで35ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	3号炉	3号炉	4号炉	4号炉	5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	6号炉	6号炉	7号炉	7号炉	<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表85に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p><u>(5) 原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心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(7号炉)。</u></p> <p>2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 実用炉規則第89条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。</p> <p>(2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。</p> <p><u>3. 各GMは、使用済燃料プール周辺に設置する設備について、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること(7号炉)。</u></p> <p>表85</p> <table border="1" data-bbox="1380 951 2504 1276"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>1号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉, 3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>4号炉</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>3号炉<sup>※1</sup>, 4号炉<sup>※1</sup>, 5号炉, 6号炉<sup>※1</sup>又は7号炉<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>6号炉</td> <td>6号炉</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： 使用済燃料プールで35ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	3号炉	3号炉	4号炉	4号炉	5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>	6号炉	6号炉	7号炉	7号炉	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p>
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																																	
1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
3号炉	3号炉																																	
4号炉	4号炉																																	
5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
6号炉	6号炉																																	
7号炉	7号炉																																	
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																																	
1号炉	1号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
2号炉	2号炉, 3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
3号炉	3号炉																																	
4号炉	4号炉																																	
5号炉	3号炉 <sup>※1</sup> , 4号炉 <sup>※1</sup> , 5号炉, 6号炉 <sup>※1</sup> 又は7号炉 <sup>※1</sup>																																	
6号炉	6号炉																																	
7号炉	7号炉																																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条 燃料GMは、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料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及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>3. 燃料GM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、次の事項を遵守する。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、転倒又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、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張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、相当の知識及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) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理GM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、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及び容器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93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第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、容器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. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第86条 燃料GMは、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料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及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p><u>(5) 原子炉建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、キヤスクピットゲートを閉止すること及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(7号炉)。</u></p> <p>3. 燃料GM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、次の事項を遵守する。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、転倒又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、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張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、相当の知識及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) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理GM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、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及び容器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93条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第93条第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、容器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. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



変 更 前	変 更 後	備 考																										
<p style="text-align: center;"><b>第 7 章 放射線管理</b></p> <p>(管理区域の設定及び解除)</p> <p>第 9 2 条 管理区域は、<a href="#">添付 2</a> に示す区域とする。</p> <p>2. 放射線管理 GM は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3. 放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、<a href="#">添付 2</a> における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表 9 2 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又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、第 4 項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、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。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM 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、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、第 6 項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理 GM が確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>表 9 2</p> <table border="1" data-bbox="127 1297 593 1833"> <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 style="text-align: center;"><b>第 7 章 放射線管理</b></p> <p>(管理区域の設定及び解除)</p> <p>第 9 2 条 管理区域は、<a href="#">添付 4</a> に示す区域とする。</p> <p>2. 放射線管理 GM は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3. 放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、<a href="#">添付 4</a> における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表 9 2 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又は解除することができる。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、第 4 項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、<a href="#">原子炉</a>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。設定又は解除にあたって、放射線管理 GM は目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線管理 GM 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、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6. 放射線管理 GM は、第 5 項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、放射線管理 GM 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. 放射線管理 GM は、第 6 項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを放射線管理 GM が確認し、<a href="#">原子炉</a>主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>表 9 2</p> <table border="1" data-bbox="1383 1297 1849 1833"> <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>記載の適正化</p>
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																												

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																																																																		
<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第102条 各GMは、表102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。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。</p> <p>表102</p> <table border="1" data-bbox="124 430 1255 1016"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 被ばく管理用計測器</td> <td>電子式線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>退出モニタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>7台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>集積線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</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>放射線安全GM</td> <td>9台</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>296台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：表90の試料放射能測定装置と共用                  ※2：管理区域外測定用の14台を含む。</p> <p>(管理区域外等への搬出及び運搬)</p> <p>第103条 放射線管理GMは、各GMが管理区域外に搬出する物品又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各GMは、管理区域外に核燃料物質等（第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合、又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第87条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第2項の運搬において、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及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	退出モニタ	放射線安全GM	7台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	集積線量計	放射線安全GM	1式	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台	<p>(放射線計測器類の管理)</p> <p>第102条 各GMは、表102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。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。</p> <p>表102</p> <table border="1" data-bbox="1380 430 2510 1016"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>計測器種類</th> <th>所管GM</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">1. 被ばく管理用計測器</td> <td>電子式線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>ホールボディカウンタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">2. 放射線管理用計測器</td> <td>線量当量率測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>汚染密度測定用サーベイメータ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>8台</td> </tr> <tr> <td>退出モニタ</td> <td>放射線安全GM</td> <td>7台</td> </tr> <tr> <td>試料放射能測定装置</td> <td>化学管理GM</td> <td>1台<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td>集積線量計</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1式</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>放射線安全GM</td> <td>9台</td> </tr> <tr> <td>エリアモニタ</td> <td>計測制御GM</td> <td>296台<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">4. 環境放射能用計測器</td> <td>試料放射能測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>積算線量計測定装置</td> <td>放射線安全GM</td> <td>1台</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：表90の試料放射能測定装置と共用                  ※2：管理区域外測定用の14台を含む。</p> <p>(管理区域外等への搬出及び運搬)</p> <p>第103条 放射線管理GMは、各GMが管理区域外に搬出する物品又は管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に移動する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から搬出される場合は、この限りでない。</p> <p>2. 各GMは、管理区域外に核燃料物質等（第79条、第86条及び第87条に定めるものを除く。以下、本条において同様。）を運搬する場合又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、第87条第5項を準用する。</p> <p>3. 放射線管理GMは、第2項の運搬において、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及び容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、汚染のおそれのない管理区域から運搬する場合は、表面汚染密度についての確認を省略できる。</p> <p>4. 放射線管理GMは、各GMが管理区域内で汚染のおそれのない管理区域に核燃料物質等を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p>	分類	計測器種類	所管GM	数量	1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台	2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台	退出モニタ	放射線安全GM	7台	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>	集積線量計	放射線安全GM	1式	3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>	4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台	<p>変更なし</p> <p>記載の適正化</p>
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																																	
1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台																																																																																	
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	退出モニタ	放射線安全GM	7台																																																																																	
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																																	
	集積線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台																																																																																	
	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>																																																																																	
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
分類	計測器種類	所管GM	数量																																																																																	
1. 被ばく管理用計測器	電子式線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
	ホールボディカウンタ	放射線安全GM	1台																																																																																	
2. 放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	汚染密度測定用サーベイメータ	放射線安全GM	8台																																																																																	
	退出モニタ	放射線安全GM	7台																																																																																	
	試料放射能測定装置	化学管理GM	1台 <sup>※1</sup>																																																																																	
	集積線量計	放射線安全GM	1式																																																																																	
3. 放射線監視用計測器	モニタリングポスト	放射線安全GM	9台																																																																																	
	エリアモニタ	計測制御GM	296台 <sup>※2</sup>																																																																																	
4. 環境放射能用計測器	試料放射能測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	
	積算線量計測定装置	放射線安全GM	1台																																																																																	

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p><u>(施設管理計画)</u> 第107条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項及び「<u>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</u>」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<u>施設管理計画</u>を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【施設管理計画】</b></p> <p>1. <u>用語の定義</u>  <u>保全</u>：プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持又は向上させる活動。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、<u>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。</u>  <u>工事</u>：補修、取替え及び改造の総称であり、<u>建設、使用前点検を含む。</u>  <u>作業管理</u>：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. <u>施設管理の実施方針及び施設管理目標</u>  (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、<u>施設管理</u>の継続的な改善を図るため、<u>施設管理</u>の現状等を踏まえ、<u>施設管理</u>の実施方針を定める。また、12.の<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>を行う観点から特別な状態(7.3参照)を踏まえ<u>施設管理</u>の実施方針の見直しを行う。  (2) さらに、<u>第107条の6</u>に定める<u>長期施設管理方針</u>を策定又は変更した場合には、<u>長期施設管理方針</u>に従い保全を実施することを<u>施設管理</u>の実施方針に反映する。  (3) 組織は、<u>施設管理</u>の実施方針に基づき、<u>施設管理</u>の改善を図るための<u>施設管理目標</u>を設定する。また、12.の<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>を行う観点から特別な状態(7.3参照)を踏まえ<u>施設管理目標</u>の見直しを行う。</p> <p>3. <u>保全プログラムの策定</u>  組織は、2.の<u>施設管理目標</u>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<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>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. <u>保全対象範囲の策定</u>  組織は、<u>原子炉施設</u>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。  (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及び維持が要求される機能を有する設備  (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及び維持が要求される機能を有する設備  (3) <u>原子炉設置(変更)許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備</u></p> <p><u>(4)</u> 炉心損傷又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>(5)</u> その他自ら定める設備</p>	<p style="text-align: center;"><b>第8章 施設管理</b></p> <p><u>(施設管理計画)</u> 第107条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項及び「<u>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</u>」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<u>施設管理計画</u>を定める。</p> <p style="text-align: center;"><b>【施設管理計画】</b></p> <p>1. <u>用語の定義</u>  <u>保全</u>：プラントの運転に関わる設備の機能を確認、維持又は向上させる活動。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、<u>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。</u>  <u>工事</u>：補修、取替え及び改造の総称であり、<u>建設、使用前点検を含む。</u>  <u>作業管理</u>：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. <u>施設管理の実施方針及び施設管理目標</u>  (1) 社長は、原子炉施設の安全確保を最優先として、<u>施設管理</u>の継続的な改善を図るため、<u>施設管理</u>の現状等を踏まえ、<u>施設管理</u>の実施方針を定める。また、12.の<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>を行う観点から特別な状態(7.3参照)を踏まえ<u>施設管理</u>の実施方針の見直しを行う。  (2) さらに、<u>第107条の6</u>に定める<u>長期施設管理方針</u>を策定又は変更した場合には、<u>長期施設管理方針</u>に従い保全を実施することを<u>施設管理</u>の実施方針に反映する。  (3) 組織は、<u>施設管理</u>の実施方針に基づき、<u>施設管理</u>の改善を図るための<u>施設管理目標</u>を設定する。また、12.の<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>を行う観点から特別な状態(7.3参照)を踏まえ<u>施設管理目標</u>の見直しを行う。</p> <p>3. <u>保全プログラムの策定</u>  組織は、2.の<u>施設管理目標</u>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<u>施設管理</u>の有効性評価の結果、及び<u>施設管理</u>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. <u>保全対象範囲の策定</u>  組織は、<u>原子炉施設</u>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。  (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及び維持が要求される機能を有する設備  (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及び維持が要求される機能を有する設備  (3) <u>原子炉設置(変更)許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備</u>  <u>(4) 自主対策設備<sup>*1</sup>(7号炉)</u>  <u>(5) 炉心損傷又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>  <u>(6) その他自ら定める設備</u></p> <p><u>※1</u>：自主対策設備とは、「<u>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</u>」の<u>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>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

変更前（現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可)）	変更後	備考
<p>5. <u>施設管理の重要度</u>の設定            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、系統及び機器の<u>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。）と設計及び工事に用いる重要度</u>を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、<u>確率論的リスク評価</u>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、<u>確率論的リスク評価</u>から得られるリスク情報、<u>運転経験等</u>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) 又は (2) に基づき設定する。  <u>(4) 設計及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。</u></p> <p><u>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</u></p> <p>6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視            (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5. の<u>施設管理の重要度</u>を踏まえ、<u>施設管理目標の中で</u>プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標            プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>i. 7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数            ii. 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数            iii. 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標            系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の<u>施設管理の重要度</u>の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数            ii. 非待機 (UA) 時間<sup>※1</sup></p> <p><b>※1</b>：非待機 (UA) 時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する <u>(以下、本条において同じ。)</u>。</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) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>i. 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。            ii. 非待機 (UA) 時間の目標値は、点検実績及び第4章第3節（運転上の制限）第19条から第71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、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及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、計画の始期及び期間に関することを含める。</p>	<p>5. <u>施設管理の重要度</u>の設定            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、系統及び機器の<u>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。）と設計及び工事に用いる重要度</u>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（7号炉）に該当すること及び</u>重要度分類指針の重要度に基づき、<u>確率論的リスク評価</u>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、<u>確率論的リスク評価</u>から得られるリスク情報、<u>運転経験等</u>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) 又は (2) に基づき設定する。  <u>(4) 設計及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、重大事故等対処設備（7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><u>(5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。</u></p> <p>6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視            (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために5. の<u>施設管理の重要度</u>を踏まえ、<u>施設管理目標の中で</u>プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。</p> <p>a) プラントレベルの保全活動管理指標            プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。</p> <p>i. 7000 臨界時間あたりの計画外自動・手動スクラム回数            ii. 7000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数            iii. 工学的安全施設の計画外作動回数</p> <p>b) 系統レベルの保全活動管理指標            系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の<u>施設管理の重要度</u>の高い系統のうち、重要度分類指針クラス1、クラス2及びリスク重要度の高い系統機能<u>並びに重大事故等対処設備（7号炉）</u>に対して以下のものを設定する。</p> <p>i. 予防可能故障 (MPFF) 回数            ii. 非待機 (UA) 時間<sup>※2</sup></p> <p><b>※2</b>：非待機 (UA) 時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する <u>(以下、本条において同じ。)</u>。</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) 系統レベルの保全活動管理指標</p> <p>i. 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。            ii. 非待機 (UA) 時間の目標値は、点検実績及び第4章第3節（運転上の制限）第19条から第71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、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及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、計画の始期及び期間に関することを含める。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<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及び監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>7. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、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、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <p>a) 点検計画 (7. 1 参照)</p> <p>b) <a href="#">設計及び工事の計画</a> (7. 2 参照)</p> <p>c) 特別な保全計画 (7. 3 参照)</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の<a href="#">施設管理の重要度</a>を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、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。</p> <p>a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験</p> <p>b) 使用環境及び設置環境</p> <p>c) 劣化、故障モード</p> <p>d) 機器の構造等の設計的知見</p> <p>e) 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階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 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a) 予防保全</p> <p>i. 時間基準保全</p> <p>ii. 状態基準保全</p> <p>b) 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a) 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及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、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b) 状態基準保全</p> <p>i. 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>(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及び監視を実施し、その結果を記録する。</p> <p>7. 保全計画の策定</p> <p>(1) 組織は、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、計画の始期及び期間に関することを含める。</p> <p>a) 点検計画 (7. 1 参照)</p> <p>b) <a href="#">設計及び工事の計画</a> (7. 2 参照)</p> <p>c) 特別な保全計画 (7. 3 参照)</p> <p>(2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5. の<a href="#">施設管理の重要度</a>を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、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。</p> <p>a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験</p> <p>b) 使用環境及び設置環境</p> <p>c) 劣化、故障モード</p> <p>d) 機器の構造等の設計的知見</p> <p>e) 科学的知見</p> <p>(3) 組織は、保全の実施段階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 点検計画の策定</p> <p>(1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。</p> <p>a) 予防保全</p> <p>i. 時間基準保全</p> <p>ii. 状態基準保全</p> <p>b) 事後保全</p> <p>(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。</p> <p>a) 時間基準保全</p> <p>点検を実施する時期までに、次の事項を定める。</p> <p>①点検の具体的方法</p> <p>②構築物、系統及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、評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。</p> <p>b) 状態基準保全</p> <p>i. 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>	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<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，評価方法及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>ii. 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，系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準</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又は故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>iii. 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，系統及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，評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c) 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は，機能喪失の発見後，修復を実施する前に，修復方法，修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。</p> <p><u>(4) 組織は，点検を実施する構築物，系統及び機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※<sup>2</sup>により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。</u></p> <p>a) <u>事業者検査の具体的方法</u></p> <p>b) <u>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，評価方法及び管理基準</u></p> <p>c) <u>事業者検査の実施時期</u></p> <p>※<sup>2</sup>：事業者検査とは，点検及び工事に伴うリリースのため，点検及び工事とは別に，要求事項への適合を確認する合否判定行為であり，第107条の4による使用前事業者検査および第107条の5による定期事業者検査をいう(以下，本条において同じ。)</p>	<p>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，評価方法及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>ii. 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，系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準</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又は故障の兆候を発見した場合の対応方法</p> <p>iii. 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，系統及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，評価方法及び管理基準</p> <p>③実施頻度</p> <p>④実施時期</p> <p>⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法</p> <p>c) 事後保全</p> <p>事後保全を選定した場合は，機能喪失の発見後，修復を実施する前に，修復方法，修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。</p> <p><u>(4) 組織は，点検を実施する構築物，系統及び機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを事業者検査※<sup>3</sup>により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。</u></p> <p>a) <u>事業者検査の具体的方法</u></p> <p>b) <u>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，評価方法及び管理基準</u></p> <p>c) <u>事業者検査の実施時期</u></p> <p>※<sup>3</sup>：事業者検査とは，点検及び工事に伴うリリースのため，点検及び工事とは別に，要求事項への適合を確認する合否判定行為であり，第107条の4による使用前事業者検査および第107条の5による定期事業者検査をいう(以下，本条において同じ。)</p>	<p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>7. 2 <u>設計及び工事の計画</u>の策定</p> <p>(1) 組織は、<u>設計及び工事</u>を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた<u>設計及び工事の計画</u>を策定する。また、<u>安全上重要な機器及び構造物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、その結果を記録する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>工事</u>を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを<u>事業者検査並びに事業者検査以外の検査及び試験 (以下「試験等」という。)</u>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) <u>事業者検査及び試験等</u>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<u>事業者検査及び試験等</u>の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) <u>事業者検査及び試験等</u>の実施時期</p> <p><u>※3：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法 第43条の3の8 (変更の許可及び届出等)、第43条の3の9 (設計及び工事の計画の認可)、第43条の3の10 (設計及び工事の計画の届出) 及び第43条の3の11第3項 (使用前事業者検査の確認申請)、並びに電気事業法第47条・第48条 (工事計画) 及び第49条・第50条 (使用前検査) に係る手続きをいう。</u></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及び実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統及び機器が、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、評価方法及び管理基準</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<u>従って</u>保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、<u>第107条の2による設計管理及び第107条の3による作業管理</u>を実施する。</p> <p>(3) 組織は、<u>保全</u>の結果について記録する。</p> <p>9. <u>保全</u>の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の<u>保全</u>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<u>※4</u>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、<u>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。</u></p>	<p>7. 2 <u>設計及び工事の計画</u>の策定</p> <p>(1) 組織は、<u>設計及び工事</u>を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた<u>設計及び工事の計画</u>を策定する。また、<u>安全上重要な機器及び構造物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、その結果を記録する。</u></p> <p>(2) 組織は、<u>原子炉施設に対する使用前点検を行う場合は、使用前点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた使用前点検の計画を策定する。</u></p> <p>(3) 組織は、<u>工事</u>を実施する構築物、系統及び機器が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを<u>事業者検査並びに事業者検査以外の検査及び試験 (以下「試験等」という。)</u>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) <u>事業者検査及び試験等</u>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<u>事業者検査及び試験等</u>の項目、評価方法及び管理基準</p> <p>c) <u>事業者検査及び試験等</u>の実施時期</p> <p><u>※4：法令に基づく手続きとは、原子炉等規制法 第43条の3の8 (変更の許可及び届出等)、第43条の3の9 (設計及び工事の計画の認可)、第43条の3の10 (設計及び工事の計画の届出) 及び第43条の3の11第3項 (使用前事業者検査の確認申請)、並びに電気事業法第47条・第48条 (工事計画) 及び第49条・第50条 (使用前検査) に係る手続きをいう。</u></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及び実施時期を定めた計画を策定する。</p> <p>(2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物、系統及び機器が、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、評価方法及び管理基準</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<u>従って</u>保全を実施する。</p> <p>(2) 組織は、保全の実施にあたって、<u>第107条の2による設計管理及び第107条の3による作業管理</u>を実施する。</p> <p>(3) 組織は、<u>保全</u>の結果について記録する。</p> <p>9. <u>保全</u>の結果の確認・評価</p> <p>(1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構築物、系統及び機器の<u>保全</u>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<u>※5</u>までに確認・評価し、記録する。</p> <p>(2) 組織は、<u>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。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p><u>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、<b>保全</b>が実施されていることを、所定の時期<sup>※4</sup>までに確認・評価し、記録する。</u></p> <p><b>※4</b>：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又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、是正処置及び<b>未然防止処置</b></p> <p>(1) 組織は、<u>施設管理の対象となる施設及びプロセスを監視し、以下のa)及び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)及びb)に至った場合には、不適合管理を行った上で、<b>是正処置</b>を講じる。</u></p> <p>a) <b>保全</b>を実施した構築物、系統及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つて、定めたプロセスに基づき、<b>保全</b>が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(3) 組織は、(1)及び(2)の活動を第3条に基づき実施する。</u></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>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。</p> <p>なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a) 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c) トラブルなど運転経験</p> <p>d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果</p> <p>e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>f) リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及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、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a) 点検及び取替結果の評価</p> <p>b) 劣化トレンドによる評価</p> <p>c) 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d) 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。</p> <p>12. <b>施設管理</b>の有効性評価</p> <p>(1) 組織は、11.の保全の有効性評価の結果及び2.の<b>施設管理目標</b>の達成度から、定期的に<b>施設管理</b>の有効性を評価し、<b>施設管理</b>が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、<b>施設管理</b>の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。</p>	<p><u>(3) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、<b>保全</b>が実施されていることを、所定の時期<sup>※5</sup>までに確認・評価し、記録する。</u></p> <p><b>※5</b>：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又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、是正処置及び<b>未然防止処置</b></p> <p>(1) 組織は、<u>施設管理の対象となる施設及びプロセスを監視し、以下のa)及び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)及びb)に至った場合には、不適合管理を行った上で、<b>是正処置</b>を講じる。</u></p> <p>a) <b>保全</b>を実施した構築物、系統及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つて、定めたプロセスに基づき、<b>保全</b>が実施されていることが確認・評価できない場合</p> <p><u>(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。</u></p> <p><u>(3) 組織は、(1)及び(2)の活動を第3条に基づき実施する。</u></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>(1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。</p> <p>なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。</p> <p>a) 保全活動管理指標の監視結果</p> <p>b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績</p> <p>c) トラブルなど運転経験</p> <p>d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果</p> <p>e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ</p> <p>f) リスク情報、科学的知見</p> <p>(2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及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、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。</p> <p>a) 点検及び取替結果の評価</p> <p>b) 劣化トレンドによる評価</p> <p>c) 類似機器等のベンチマークによる評価</p> <p>d) 研究成果等による評価</p> <p>(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。</p> <p>12. <b>施設管理</b>の有効性評価</p> <p>(1) 組織は、11.の保全の有効性評価の結果及び2.の<b>施設管理目標</b>の達成度から、定期的に<b>施設管理</b>の有効性を評価し、<b>施設管理</b>が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。</p> <p>(2) 組織は、<b>施設管理</b>の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。</p>	<p>記載の適正化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))	変 更 後	備 考
<p><u>1 3. 構成管理</u>  <u>組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</u>  <u>(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、系統及び機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第107条の2の設計に対する要求事項をいう。)</u>  <u>(2) 施設構成情報 (第3条4. 2. 1に示す文書のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものを示す図書、情報」をいう。)</u>  <u>(3) 物理的構成 (実際の構築物、系統及び機器をいう。)</u></p> <p><u>1 4. 情報共有</u>  組織は、<u>保全</u>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共有する。</p> <p><u>(設計管理)</u>  <u>第107条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計又は過去に実施した設計結果の変更</u><u>に該当するかどうかを判断する。</u></p> <p><u>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第3条7.3に従って実施する。</u>  <u>(1) 保全の結果の反映及び既設設備への影響の考慮を含む、機能及び性能に関する要求事項</u>  <u>(2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の規定及び原子炉設置 (変更) 許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</u>  <u>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</u>  <u>(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</u></p> <p><u>3. 本条における設計管理には、次条に定める作業管理及び第107条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</u></p> <p><u>(作業管理)</u>  <u>第107条の3 組織は、前条の設計管理の結果に従い工事を実施する。</u></p> <p><u>2. 組織は、原子炉施設の点検及び工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</u>  <u>(1) 他の原子炉施設及び周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷及び劣化の防止</u>  <u>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</u>  <u>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</u>  <u>(4) 作業工程の管理</u>  <u>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</u>  <u>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</u>  <u>(7) 第7章に基づく放射線管理</u></p> <p><u>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項及び第13条による巡視点検を定期的に行う。</u></p> <p><u>(使用前事業者検査の実施)</u>  <u>第107条の4 所長は、設計及び工事の計画の認可又は設計及び工事の計画の届出 (以下、本条において「設工認」という。)の対象となる原子炉施設について、設置又は変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「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」へ適合することを確認するための使用前事業者検査 (以下、本条において「検査」という。)を統括する。</u></p> <p><u>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</u></p> <p><u>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</u></p>	<p><u>1 3. 構成管理</u>  <u>組織は、施設管理を通じ以下の要素間の均衡を維持する。</u>  <u>(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、系統及び機器がどのようなものでなければならないか」という要件を含む第107条の2の設計に対する要求事項をいう。)</u>  <u>(2) 施設構成情報 (第3条4. 2. 1に示す文書のうち、「構築物、系統及び機器がどのようなものを示す図書、情報」をいう。)</u>  <u>(3) 物理的構成 (実際の構築物、系統及び機器をいう。)</u></p> <p><u>1 4. 情報共有</u>  組織は、<u>保全</u>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共有する。</p> <p><u>(設計管理)</u>  <u>第107条の2 組織は、原子炉施設の工事を行う場合、新たな設計又は過去に実施した設計結果の変更</u><u>に該当するかどうかを判断する。</u></p> <p><u>2. 組織は、第1項において該当すると判断した場合、次の各号に掲げる要求事項を満たす設計を第3条7.3に従って実施する。</u>  <u>(1) 保全の結果の反映及び既設設備への影響の考慮を含む、機能及び性能に関する要求事項</u>  <u>(2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の規定及び原子炉設置 (変更) 許可申請書の記載事項を含む、適用される法令・規制要求事項</u>  <u>(3) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</u>  <u>(4) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</u></p> <p><u>3. 本条における設計管理には、次条に定める作業管理及び第107条の4に定める使用前事業者検査の実施を考慮する。</u></p> <p><u>(作業管理)</u>  <u>第107条の3 組織は、前条の設計管理の結果に従い工事を実施する。</u></p> <p><u>2. 組織は、原子炉施設の点検及び工事を行う場合、原子炉施設の安全を確保するため次の事項を考慮した作業管理を行う。</u>  <u>(1) 他の原子炉施設及び周辺環境からの影響による作業対象設備の損傷及び劣化の防止</u>  <u>(2) 供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止</u>  <u>(3) 供用開始後の管理上重要な初期データの採取</u>  <u>(4) 作業工程の管理</u>  <u>(5) 供用開始までの作業対象設備の管理</u>  <u>(6) 第6章に基づく放射性廃棄物管理</u>  <u>(7) 第7章に基づく放射線管理</u></p> <p><u>3. 組織は、原子炉施設の状況を日常的に確認し、偶発故障等の発生も念頭に、設備等が正常な状態から外れ、又は外れる兆候が認められる場合に、適切に正常な状態に回復させることができるよう、本項及び第13条による巡視点検を定期的に行う。</u></p> <p><u>(使用前事業者検査の実施)</u>  <u>第107条の4 所長は、設計及び工事の計画の認可又は設計及び工事の計画の届出 (以下、本条において「設工認」という。)の対象となる原子炉施設について、設置又は変更の工事にあたり、設工認に従って行われたものであること、「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」へ適合することを確認するための使用前事業者検査 (以下、本条において「検査」という。)を統括する。</u></p> <p><u>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</u></p> <p><u>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))	変 更 後	備 考
<p>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が下記の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</p> <p>a) 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b) 「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」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a) 及び b) の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>※1：検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a) 構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b) 機能及び性能を確認するために十分な方法</p> <p>c) その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p> <p>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者。</p> <p>(2) 検査対象となる設置又は変更の工事の調達における供給者のなかで、当該工事を実施した組織とは別の組織の者。</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</p> <p>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>7. 各GMは、第4項及び第5項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第107条の5 所長は、原子炉施設が「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」に適合するものであることを定期的に確認するための定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。</p> <p>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備を所管又は点検を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</p> <p>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</p> <p>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「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」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>(1) 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗及び異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>(2) 試運転その他の機能及び作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>(3) (1)(2)による方法のほか、「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」に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	<p>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が下記の基準に適合していることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</p> <p>a) 設工認に従って行われたものであること。</p> <p>b) 「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」に適合するものであること。</p> <p>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号 a) 及び b) の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>※1：検査を行うにあたっては、あらかじめ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>a) 構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法</p> <p>b) 機能及び性能を確認するために十分な方法</p> <p>c) その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法</p> <p>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設置又は変更の工事を実施した組織とは別の組織の者。</p> <p>(2) 検査対象となる設置又は変更の工事の調達における供給者のなかで、当該工事を実施した組織とは別の組織の者。</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</p> <p>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>7. 各GMは、第4項及び第5項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>(定期事業者検査の実施)</p> <p>第107条の5 所長は、原子炉施設が「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」に適合するものであることを定期的に確認するための定期事業者検査（以下、本条において「検査」という。）を統括する。</p> <p>2. 安全総括GMは、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備を所管又は点検を実施した組織とは別の組織の者を、検査実施GMとして指名する。</p> <p>3. 検査実施GMは、自ら検査実施責任者となるか、第4条に定める保安に関する組織のうち、検査の独立性確保を考慮し、検査実施責任者を指名する。</p> <p>4. 前項の検査実施責任者は、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査の実施体制を構築する。</p> <p>(2) 検査要領書<sup>*1</sup>を定め、それを実施する。</p> <p>(3) 検査対象の原子炉施設が「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」に適合するものであることを判断するために必要な検査項目と、検査項目毎の判定基準を定める。</p> <p>(4) 検査項目毎の判定結果を踏まえ、検査対象の原子炉施設が前号の基準に適合することを最終判断する。</p> <p>※1：各プラントの特徴に応じ、検査の時期、対象、以下に示す方法その他必要な事項を定めた検査要領書を定める。</p> <p>(1) 開放、分解、非破壊検査その他の各部の損傷、変形、摩耗及び異常の発生状況を確認するために十分な方法</p> <p>(2) 試運転その他の機能及び作動の状況を確認するために十分な方法</p> <p>(3) (1)(2)による方法のほか、「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」に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))	変更後	備考
<p>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の設備管理部署とは別の組織の者。</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事又は点検の調達における供給者のなかで、当該工事又は点検を実施する組織とは別の組織の者。</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</p> <p>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>7. 各GMは、第4項及び第5項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針)</p> <p>第107条の6</p> <p>各GMは、1号炉及び5号炉に関し、重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器及び構造物<sup>※1</sup> (以下、本条において「機器及び構造物」という。) について、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに実施した以下の事項について、第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、策定した長期施設管理方針を変更する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価</p> <p>(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定<sup>※2</sup></p> <p>2. 高経年化評価GMは、2号炉、3号炉、4号炉、6号炉及び7号炉に関し、機器及び構造物について、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、前項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>3. 高経年化評価GMは、機器及び構造物について、各号炉毎、運転期間延長認可申請<sup>※3</sup>をする場合においては営業運転を開始した日以後40年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>4. 高経年化評価GMは、機器及び構造物について、各号炉毎、認可<sup>※4</sup>を受けた延長期間が10年を超える場合においては、営業運転を開始した日以後50年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>5. 1号炉及び5号炉の長期施設管理方針は添付4に示すものとする。</p> <p>※1：動作する機能を有する機器及び構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。</p> <p>※2：30年を経過する日までに策定する場合は10年間の、それ以外の場合は延長する期間が満了する日までの方針。</p> <p>※3：原子炉等規制法第43条の3の32第4項に規定される申請をいう。</p> <p>※4：原子炉等規制法第43条の3の32第2項に規定される認可をいう。</p>	<p>5. 検査実施責任者は検査項目毎の判定業務を検査員に行わせることができる。このとき、検査員として次の各号に掲げる事項のいずれかを満たすものを指名する。</p> <p>(1) 第4条に定める保安に関する組織のうち、検査対象となる設備の設備管理部署とは別の組織の者。</p> <p>(2) 検査対象となる設備の工事又は点検の調達における供給者のなかで、当該工事又は点検を実施する組織とは別の組織の者。</p> <p>(3) 前号に掲げる供給者とは別の、当該検査業務に係る役務の供給者。</p> <p>6. 検査実施責任者は、検査内容及び検査対象設備の重要度に応じて、検査実施責任者及び前項に規定する検査員の立会頻度を定め、それを実施する。</p> <p>7. 各GMは、第4項及び第5項に係る事項について、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 検査業務に係る役務を調達する場合、当該役務の供給者に対して管理を行う。</p> <p>(2) 検査に係る記録の管理を行う。</p> <p>(3) 検査に係る要員の教育訓練を行う。</p> <p>(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針)</p> <p>第107条の6</p> <p>各GMは、1号炉及び5号炉に関し、重要度分類指針におけるクラス1, 2, 3の機能を有する機器及び構造物<sup>※1</sup> (以下、本条において「機器及び構造物」という。) について、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに実施した以下の事項について、第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合、あるいはその他経年劣化に関する技術的な評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、策定した長期施設管理方針を変更する。</p> <p>(1) 経年劣化に関する技術的な評価</p> <p>(2) 前号に基づく長期施設管理方針の策定<sup>※2</sup></p> <p>2. 高経年化評価GMは、2号炉、3号炉、4号炉、6号炉及び7号炉に関し、機器及び構造物並びに常設重大事故等対処設備<sup>※3</sup>について、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、前項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>3. 高経年化評価GMは、機器及び構造物について、各号炉毎、運転期間延長認可申請<sup>※4</sup>をする場合においては営業運転を開始した日以後40年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>4. 高経年化評価GMは、機器及び構造物について、各号炉毎、認可<sup>※5</sup>を受けた延長期間が10年を超える場合においては、営業運転を開始した日以後50年を経過する日までに、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、第1項(1), (2)の事項を実施する。</p> <p>5. 1号炉及び5号炉の長期施設管理方針は添付6に示すものとする。</p> <p>※1：動作する機能を有する機器及び構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。</p> <p>※2：30年を経過する日までに策定する場合は10年間の、それ以外の場合は延長する期間が満了する日までの方針。</p> <p>※3：「常設重大事故等対処設備」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第43条第2項の設備をいう(7号炉に限る)。</p> <p>※4：原子炉等規制法第43条の3の32第4項に規定される申請をいう。</p> <p>※5：原子炉等規制法第43条の3の32第2項に規定される認可をいう。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規基準の施行に伴う変更)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前	変更後	備考																																		
<p>(緊急作業従事者の選定)</p> <p>第109条の2 防災安全GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及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<sup>※1</sup>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109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</p> <p>(2) 表109の2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にあっては、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又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p>表109の2</p> <table border="1" data-bbox="127 789 1207 1199"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">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、保護具の性能及び使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識</td> <td>2時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及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>関係法令</td> <td>0.5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及び設備の取扱い<sup>※2</sup></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><sup>※2</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第17条第2項、第17条の2第1項、第112条、第118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</li> </ul>	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、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	関係法令	0.5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及び設備の取扱い <sup>※2</sup>	3時間以上	<p>(緊急作業従事者の選定)</p> <p>第109条の2 防災安全GMは、次の全ての要件に該当する所員及び協力企業従業員等の放射線業務従事者（女子については、妊娠不能と診断された者及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<sup>※1</sup>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109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</p> <p>(2) 表109の2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にあっては、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又は同法同条第3項に規定する副原子力防災管理者であること。</p> <p>表109の2</p> <table border="1" data-bbox="1380 789 2460 1199"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">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、保護具の性能及び使用方法等）</td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識</td> <td>2時間以上</td> </tr> <tr> <td>電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及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>関係法令</td> <td>0.5時間以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">訓練</td> <td>緊急作業の方法<sup>※2</sup></td> <td>3時間以上</td> </tr> <tr> <td>緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い<sup>※3</sup></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><sup>※2</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第17条の7第3項、第17条の9第1項、第118条のうち、緊急作業の方法に関する訓練</li> </ul> <p><sup>※3</sup>：兼用できる訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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112条、第118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</li> </ul>	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、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上	関係法令	0.5時間以上	訓練	緊急作業の方法 <sup>※2</sup>	3時間以上	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※3</sup>	3時間以上	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p> <p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</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、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上																																		
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																																		
	関係法令	0.5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及び設備の取扱い <sup>※2</sup>	3時間以上																																		
分類	項目	時間																																		
教育	緊急作業の方法に関する知識（放射線測定の方法、身体等の汚染の状態の検査、保護具の性能及び使用方法等）	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上																																		
	電離放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく線量の管理の方法に関する知識	1時間以上																																		
	関係法令	0.5時間以上																																		
訓練	緊急作業の方法 <sup>※2</sup>	3時間以上																																		
	緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い <sup>※3</sup>	3時間以上																																		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(<u>緊急時</u>態勢の解除)</p> <p>第117条 本部長は、事象が収束し、<u>緊急時</u>態勢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、<u>緊急時</u>態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。</p>	<p>(<u>原子力防災</u>態勢の解除)</p> <p>第117条 本部長は、事象が収束し、<u>原子力防災</u>態勢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、<u>原子力防災</u>態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。</p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))	変更後	備考																																																																																										
<p style="text-align: center;">第11章 記録及び報告</p> <p>(記録) 第120条 組織は、表120-1及び表120-3に定める保安に関する記録を適正に作成(表120-1の1.の記録を除く。)し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。 2. 各GMは、表120-2に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。</p>	<p style="text-align: center;">第11章 記録及び報告</p> <p>(記録) 第120条 組織は、表120-1及び表120-3に定める保安に関する記録を適正に作成(表120-1の1.の記録を除く。)し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。 2. 各GMは、表120-2に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。</p>																																																																																											
<p>表120-1</p> <table border="1" data-bbox="127 625 1329 1860"> <thead> <tr> <th>記録(実用炉規則第67条に基づく記録)</th> <th>記録すべき場合<sup>*1</sup></th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 使用前確認の結果</td> <td>確認の都度</td> <td>同一事項に関する次の確認の時までの期間</td> </tr> <tr> <td>2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む<sup>*2</sup>)及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名</td> <td>評価の都度</td> <td>評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間</td> </tr> <tr> <td>8. 熱出力</td> <td>原子炉に1体以上</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>9. 炉心の中性子束密度</td> <td>燃料が装荷されている場合連続して</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>10. 炉心の温度</td> <td></td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>11. 冷却材入口温度</td> <td rowspan="5">原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>12. 冷却材出口温度</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>13. 冷却材圧力</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>14. 冷却材流量</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>15. 制御棒位置</td> <td>同上</td> <td>1年間</td> </tr> </tbody> </table>	記録(実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間	2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*2</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間	8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間	9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間	10. 炉心の温度		10年間	11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間	12. 冷却材出口温度	10年間	13. 冷却材圧力	10年間	14. 冷却材流量	10年間	15. 制御棒位置	同上	1年間	<p>表120-1</p> <table border="1" data-bbox="1380 625 2582 1860"> <thead> <tr> <th>記録(実用炉規則第67条に基づく記録)</th> <th>記録すべき場合<sup>*1</sup></th> <th>保存期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 使用前確認の結果</td> <td>確認の都度</td> <td>同一事項に関する次の確認の時までの期間</td> </tr> <tr> <td>2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む<sup>*2</sup>)及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名</td> <td>実施の都度</td> <td>不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間</td> </tr> <tr> <td>7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名</td> <td>評価の都度</td> <td>評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間</td> </tr> <tr> <td>8. 熱出力</td> <td>原子炉に1体以上</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>9. 炉心の中性子束密度</td> <td>燃料が装荷されている場合連続して</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>10. 炉心の温度</td> <td></td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>11. 冷却材入口温度</td> <td rowspan="5">原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>12. 冷却材出口温度</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>13. 冷却材圧力</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>14. 冷却材流量</td> <td>10年間</td> </tr> <tr> <td>15. 制御棒位置</td> <td>同上</td> <td>1年間</td> </tr> </tbody> </table>	記録(実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間	2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*2</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間	7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間	8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間	9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間	10. 炉心の温度		10年間	11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間	12. 冷却材出口温度	10年間	13. 冷却材圧力	10年間	14. 冷却材流量	10年間	15. 制御棒位置	同上	1年間	
記録(実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間																																																																																										
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間																																																																																										
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*2</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間																																																																																										
8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間																																																																																										
9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間																																																																																										
10. 炉心の温度		10年間																																																																																										
11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間																																																																																										
12. 冷却材出口温度		10年間																																																																																										
13. 冷却材圧力		10年間																																																																																										
14. 冷却材流量		10年間																																																																																										
15. 制御棒位置		同上	1年間																																																																																									
記録(実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間																																																																																										
1. 使用前確認の結果	確認の都度	同一事項に関する次の確認の時までの期間																																																																																										
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
3. 保全の結果(安全上重要な機器及び構造物は除く)及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
4. 安全上重要な機器及び構造物の保全の結果(法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*2</sup> )及びその担当者の氏名	実施の都度	保全を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
5. 保全の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
6. 保全の不適合管理、是正処置、未然防止処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び未然防止処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間																																																																																										
7. 保全の有効性評価、施設管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の施設管理方針、施設管理目標又は施設管理実施計画の改定までの期間																																																																																										
8. 熱出力	原子炉に1体以上	10年間																																																																																										
9. 炉心の中性子束密度	燃料が装荷されている場合連続して	10年間																																																																																										
10. 炉心の温度		10年間																																																																																										
11. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間																																																																																										
12. 冷却材出口温度		10年間																																																																																										
13. 冷却材圧力		10年間																																																																																										
14. 冷却材流量		10年間																																																																																										
15. 制御棒位置		同上	1年間																																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))			変更後			備考
記録 (実用炉規則第6.7条に基づく記録)	記録すべき場合※1	保存期間	記録 (実用炉規則第6.7条に基づく記録)	記録すべき場合※1	保存期間	
16. 再結合装置内の温度	同上	1年間	16. 再結合装置内の温度	同上	1年間	
17. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間	17. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間	
18. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間	18. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間	
19. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間	19. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間	
20. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間	20. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間	
21. 運転開始日時	その都度	1年間	21. 運転開始日時	その都度	1年間	
22. 臨界到達日時	同上	1年間	22. 臨界到達日時	同上	1年間	
23. 運転切替日時	同上	1年間	23. 運転切替日時	同上	1年間	
24. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	24. 緊急しゃ断日時	同上	1年間	
25. 運転停止日時	同上	1年間	25. 運転停止日時	同上	1年間	
26. 警報装置から発せられた警報の内容※3	同上	1年間	26. 警報装置から発せられた警報の内容※3	同上	1年間	
27. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間	27. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間	
28. <a href="#">運転上の制限に関する点検結果及び運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置</a>	その都度	<a href="#">1年間 (ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合にについては5年間)</a>	28. <a href="#">運転上の制限に関する点検結果及び運転上の制限からの逸脱があった場合に講じた措置</a>	その都度	<a href="#">1年間 (ただし、運転上の制限からの逸脱があった場合にについては5年間)</a>	
29. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間	29. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間	
30. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	30. 使用済燃料の払出し時における放射能の量	払出しの都度	10年間	
31. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間	31. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間	
32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	
33. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	33. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))			変更後			備考
記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間	
34. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	34. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間	
35. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月毎に1回	10年間	35. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月毎に1回	10年間	
36. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	36. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間	
37. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子 <sup>*4</sup> の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月毎に1回、1月間の線量にあつては1月毎に1回	※5	37. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子 <sup>*4</sup> の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月毎に1回、1月間の線量にあつては1月毎に1回	※5	
38. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※5	38. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※5	
39. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※5	39. 放射線業務従事者が緊急作業に従事した期間の始期及び終期並びに放射線業務従事者の当該期間の線量	その都度	※5	
40. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※5	40. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※5	
41. 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並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間	41. 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並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間	
42. 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、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日、場所及び方法	廃棄の都度	※6	42. 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、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日、場所及び方法	廃棄の都度	※6	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))			変更後			備考
記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間	記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間	
43. 放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法	封入又は固型化の都度	※6	43. 放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法	封入又は固型化の都度	※6	
44. 放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況及び担当者の氏名	広がり防止及び除去の都度	1年間	44. 放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況及び担当者の氏名	広がり防止及び除去の都度	1年間	
45. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※6	45. 事故発生及び復旧の日時	その都度	※6	
46. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※6	46. 事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※6	
47. 事故の原因	同上	※6	47. 事故の原因	同上	※6	
48. 事故後の処置	同上	※6	48. 事故後の処置	同上	※6	
49. 風向及び風速	連続して	10年間	49. 風向及び風速	連続して	10年間	
50. 降雨量	同上	10年間	50. 降雨量	同上	10年間	
51. 大気温度	同上	10年間	51. 大気温度	同上	10年間	
52. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	52. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間	
53. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間	53. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間	
54. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※6	54. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※6	
55. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※6	55. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※6	
<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）及び第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）、並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第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。</p> <p>※3：「警報装置から発せられた警報」とは、<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第47条第1項及び第2項</u>に規定する範囲の警報をいう。</p> <p>※4：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※5：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間</p> <p>※6：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間</p>			<p>※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。</p> <p>※2：法令に基づく必要な手続きとは、原子炉等規制法第43条の3の8（変更の許可及び届出等）、第43条の3の9（設計及び工事の計画の認可）、第43条の3の10（設計及び工事の計画の届出）及び第43条の3の11第3項（使用前事業者検査の確認申請）、並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第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。</p> <p>※3：「警報装置から発せられた警報」とは、<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第47条第1項及び第2項</u>に規定する範囲の警報をいう。</p> <p>※4：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。</p> <p>※5：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間</p> <p>※6：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間</p>			



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))			変 更 後			備 考
表120-2			表120-2			
<u>記録(実用炉規則第14条の3及び第57条に基づく記録)</u>	<u>記録すべき場合</u>	<u>保存期間</u>	<u>記録(実用炉規則第14条の3及び第57条に基づく記録)</u>	<u>記録すべき場合</u>	<u>保存期間</u>	
1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	当該使用前事業者検査に係る発電用原子炉施設の存続する期間	1. 使用前事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	当該使用前事業者検査に係る発電用原子炉施設の存続する期間	
2. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	その発電用原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	2. 定期事業者検査の結果 (1) 検査年月日 (2) 検査の対象 (3) 検査の方法 (4) 検査の結果 (5) 検査を行った者の氏名 (6) 検査の結果に基づいて補修等の措置を講じたときは、その内容 (7) 検査の実施に係る組織 (8) 検査の実施に係る工程管理 (9) 検査において役務を供給した事業者がある場合には、当該事業者の管理に関する事項 (10) 検査記録の管理に関する事項 (11) 検査に係る教育訓練に関する事項	検査の都度	その発電用原子炉施設が廃棄された後5年が経過するまでの期間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日認可))			変更後			備考
表120-3*7			表120-3*7			
記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合	保存期間	記録 (実用炉規則第67条に基づく記録)	記録すべき場合	保存期間	
1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書			1. 品質マネジメントシステム計画に関する以下の文書			
第3条品質マネジメントシステム計画の「4.2.1a)～d)」に定める文書	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間	第3条品質マネジメントシステム計画の「4.2.1a)～d)」に定める文書	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間	
2. 品質管理基準規則の要求事項に基づき作成する以下の記録			2. 品質管理基準規則の要求事項に基づき作成する以下の記録			
(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5年	(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5年	
(2) 力量、教育・訓練及び他の措置について該当する記録	作成の都度	5年	(2) 力量、教育・訓練及び他の措置について該当する記録	作成の都度	5年	
(3) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年	(3) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録	作成の都度	5年	
(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年	(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録	作成の都度	5年	
(5) 業務・原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5年	(5) 業務・原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録	作成の都度	5年	
(6) 設計・開発のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(6) 設計・開発のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(7) 設計・開発の検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(7) 設計・開発の検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5年	(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5年	
(10) 設計・開発の変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	(10) 設計・開発の変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5年	
(11) 供給者の評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5年	(11) 供給者の評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録	作成の都度	5年	
(12) プロセスの妥当性確認の結果の記録	作成の都度	5年	(12) プロセスの妥当性確認の結果の記録	作成の都度	5年	
(13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5年	(13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5年	
(14) 組織の外部の者の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5年	(14) 組織の外部の者の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5年	
(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5年	(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5年	
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、従前の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5年	(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、従前の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5年	
(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5年	(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5年	
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5年	(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5年	
(19) 使用前事業者検査等及び自主検査等の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5年	(19) 使用前事業者検査等及び自主検査等の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5年	
(20) プロセスの次の段階に進むことを承認した人の記録	作成の都度	5年	(20) プロセスの次の段階に進むことを承認した人の記録	作成の都度	5年	
(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年	(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5年	
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年	(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5年	
(23) 未然防止処置の結果の記録	作成の都度	5年	(23) 未然防止処置の結果の記録	作成の都度	5年	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前 (現行規定：ROP反映版(令和2年5月26日 認可))	変 更 後	備 考
<p>※7：表120-1又は表120-2を適用する場合は、本表を適用しない。</p>	<p>※7：表120-1又は表120-2を適用する場合は、本表を適用しない。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(報告)</p> <p>第121条 各GM又は運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び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73条)</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物又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88条, 第89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101条)</p> <p>(4) 実用炉規則第19条の17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76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>(報告)</p> <p>第121条 各GM又は運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及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73条)</p> <p>(2) 放射性液体廃棄物又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88条, 第89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101条)</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76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合</p> <p>2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。</p> <p>3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合並びに夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)の報告方法は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」による。</p> <p>4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更(新規制基準の施行に伴う変更)</p> <p>記載の適正化</p>







柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p><u>添付 3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</u>  <u>(第 17 条の 7 及び第 17 条の 8 関連)</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規制基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p><u>(なし)</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準</u></p> <p><u>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他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に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</u></p> <p><u>また、重大事故等の発生及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及び運用手順の詳細な内容等については、マニュアルに定める。</u></p> <p><u>1. 重大事故等対策</u></p> <p><u>(1) 社長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。</u></p> <p><u>(2) 原子力運営管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に定める。</u></p> <p><u>ア. 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><u>イ. 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><u>ウ. 原子炉主任技術者は、夜間及び休日（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><u>エ. 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に7号炉の原子炉主任技術者又は代行者1名を待機させる。</u></p> <p><u>オ. 原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。</u></p> <p><u>(3) 防災安全GM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項及び1. 2項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</u></p> <p><u>(4) 各GM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項及び表1から表19に示す「重大事故等の発生及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><u>(5) 原子力運営管理部長は、(1)の方針に基づき、重大事故等発生時における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1. 1項及び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。</u></p> <p><u>1. 1 体制の整備、教育訓練の実施及び資機材の配備</u></p> <p><u>(1) 体制の整備</u></p> <p><u>ア. 防災安全GMは、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者をマニュアルに定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</u></p>	<p>原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う変更（新規基準の施行に伴う変更）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"><u>添付 2</u> 管 理 区 域 図</p> <p style="text-align: center;">(第 9 2 条及び第 9 3 条関連)</p> <p>管理区域表示凡例</p> <p>管理区域※1</p> <p>汚染のおそれのない管理区域</p> <p>管理区域設定・解除予定エリア</p> <p>※1：第93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</p> <p style="text-align: center;">(第 9 2 条及び第 9 3 条関連)</p> <p>管理区域表示凡例</p> <p>管理区域※1</p> <p>汚染のおそれのない管理区域</p> <p>管理区域設定・解除予定エリア</p> <p>※1：第93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>



変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"> <a href="#"><u>添付3</u></a> 保 全 区 域 図                      (第97条関連)                 </p>	<p style="text-align: center;"> <a href="#"><u>添付5</u></a> 保 全 区 域 図                      (第97条関連)                 </p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;"> <u>添付 4</u> 長期保守管理方針                       (第 1 0 7 条の 2 関連)                 </p>	<p style="text-align: center;"> <u>添付 6</u> 長期保守管理方針                       (第 1 0 7 条の 2 関連)                 </p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化</p>