

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
<p style="text-align: center;">保安規定変更に係る基本方針</p> <p style="text-align: center;">令和4年 9月</p> <p>東北電力株式会社            東京電力ホールディングス株式会社            中部電力株式会社            北陸電力株式会社            中国電力株式会社            日本原子力発電株式会社            電源開発株式会社</p>	<p style="text-align: center;">保安規定変更に係る基本方針</p> <p style="text-align: center;">令和6年 1月</p> <p>東北電力株式会社            東京電力ホールディングス株式会社            中部電力株式会社            北陸電力株式会社            中国電力株式会社            日本原子力発電株式会社            電源開発株式会社</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化 (改定年月の反映)</p>

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
<p>改定履歴</p> <p>作成・・・令和元年5月9日            改定1・・・令和元年6月11日            改定2・・・令和元年7月9日            改定3・・・令和元年8月1日            改定4・・・令和4年9月15日</p>	<p>改定履歴</p> <p>作成・・・令和元年5月9日            改定1・・・令和元年6月11日            改定2・・・令和元年7月9日            改定3・・・令和元年8月1日            改定4・・・令和4年9月15日            改定5・・・令和6年1月16日</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化（改定年月日の反映）</p>

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
<p>2. 新規制基準における要求事項</p> <p>(中略)</p> <p>2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について</p> <p>(中略)</p> <p>2.2.1 保安規定に記載すべき事項について</p> <p>(中略)</p> <p>保安規定は、その内容を変更する場合は、変更内容について原子炉設置者の組織としての階層的なチェックを行い、品質マネジメントシステム計画に定めるQMS体系の中で設置される原子力発電保安委員会（委員：原子力・立地本部長、発電所長、原子炉主任技術者、本社及び発電所の特別管理職）において原子炉主任技術者や起案部署以外の特別管理職により審議し確認（保安規定第6条）したうえで、最終的には社長の決定により保安規定変更認可申請が行われることから、原子炉設置者内においてもその改正の際は階層的なチェックを受ける文書の位置付けとなっている。このため、<u>保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定めることにより、原子炉設置者が必要な保安活動を継続的に実施することを担保できると考えられる。</u></p> <p>法令等の要求事項に対する行為者、行為内容を保安規定へ規定した具体的な例を、別紙1に示す。なお、本資料における保安規定の記載例については、個別の例を除き柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（令和2年10月30日認可）の内容を記載している。</p>	<p>2. 新規制基準における要求事項</p> <p>(中略)</p> <p>2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について</p> <p>(中略)</p> <p>2.2.1 保安規定に記載すべき事項について</p> <p>(中略)</p> <p>保安規定は、その内容を変更する場合は、変更内容について原子炉設置者の組織としての階層的なチェックを行い、品質マネジメントシステム計画に定めるQMS体系の中で設置される原子力発電保安委員会（委員：原子力・立地本部長、発電所長、原子炉主任技術者、本社及び発電所の特別管理職）において原子炉主任技術者や起案部署以外の特別管理職により審議し確認（保安規定第6条）したうえで、最終的には社長の決定により保安規定変更認可申請が行われることから、原子炉設置者内においてもその改正の際は階層的なチェックを受ける文書の位置付けとなっている。このため、<u>保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定めることにより、原子炉設置者が必要な保安活動を継続的に実施することを担保できると考えられる。</u></p> <p>法令等の要求事項に対する行為者、行為内容を保安規定へ規定した具体的な例を、別紙1に示す。なお、本資料における保安規定の記載例については、個別の例を除き柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定を参考とした記載としている。</p>	<p>記載の適正化（基本方針において参考としている保安規定の認可日に係る記載削除及び文章の修正）</p>

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
別紙3(5/6)	別紙3(5/6)	
東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更認可申請書(平成25年9月27日申請、令和2年3月30日補正、令和2年10月16日補正、令和2年10月26日補正)の概要	東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定の概要	記載の適正化(基本方針において参考としている保安規定の変更認可申請日等に係る記載削除)
(例) (重大事故等対処設備) 第66条 [7号炉] 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備 <sup>※1</sup> は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (中略) 2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 <u>(1) 各GMは、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を当直長に通知する。</u> 3. <u>当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の措置を講じる。</u>	(例) (重大事故等対処設備) 第66条 [7号炉] 原子炉の状態に応じて、次の各号の重大事故等対処設備 <sup>※1</sup> は、表66-1から表66-19で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (中略) 2. 重大事故等対処設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 <u>(1) 各GMは、原子炉の状態に応じて表66-1から表66-19の確認事項を実施し、その結果を当直長に通知する。</u> 3. <u>当直長は、重大事故等対処設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表66-1から表66-19の措置を講じる。</u>	
※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。	※1：可搬型設備の系統には、資機材等を含む。	
「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者(体制)及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。	「②基本設計で前提とした運転管理事項」であり継続的に順守すべき事項を担保するために、必要な行為者(体制)及び行為内容(手順の骨子)については保安規定に規定し、行為内容を実施する手段(具体的な体制、手順)については2次文書に記載する。	

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考												
<p>4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針 (中略)</p> <p>(2) AOT設定の考え方 (中略)</p> <p>    b. 重大事故等対処設備に対するAOT設定の考え方 (中略)</p> <p>    (d) AOT延長に活用する設備の妥当性、施設管理について</p> <p>        ①上記(b)項及び(c)項でAOT延長に活用することとした設備については、保安規定に定めるとともに添付-3に示す内容を保安規定個別条文の審査において説明することにより、その妥当性を示すものとする。</p> <p>        なお、各設備の待機状態の確認方法については以下のとおりとする。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%;">重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)</td> <td>現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備 (添付-3 ③) <b>例：可搬型代替低圧注水ポンプ(A-2級)</b></td> <td>現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外) <b>例：(ディーゼル)駆動消火ポンプ)</b></td> <td>起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)</td> </tr> </table> <p>        また、AOT延長の担保とする自主対策設備については、保安規定第8章(施設管理)に基づく保全活動により保全重要度を「高」として管理するとともに、所定の機能を発揮しうることを確認した記録を保存することとし、当該自主対策設備をAOT延長に活用する際には当該記録を原子炉主任技術者が確認することとする。</p> <p>        ② AOT延長に活用する重大事故等対処設備及び自主対策設備の具体例</p> <p>            添付-2の表-2に示すとおり、LCO対象機器に期待する機能に対してフロントライン系故障時とサポート系故障時に必要となる対応手段を絞り込み、すべての要求機能に共通する、重大事故等対処設備及び自主対策設備(他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているものを含む)をAOT延長に活用することとする。</p> <p>            <b>例) 柏崎刈羽原子力発電所における「第一ガスタービン発電機」がLCO逸脱の場合は、「第二ガスタービン発電機」が該当する。また、「代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」がLCO逸脱の場合は、「代替格納容器スプレイ系(消火系)」が該当する。</b></p>	重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。	自主対策設備 (添付-3 ③) <b>例：可搬型代替低圧注水ポンプ(A-2級)</b>	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。	自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外) <b>例：(ディーゼル)駆動消火ポンプ)</b>	起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)	<p>4.3 LCO・要求される措置・AOTの設定方針 (中略)</p> <p>(2) AOT設定の考え方 (中略)</p> <p>    b. 重大事故等対処設備に対するAOT設定の考え方 (中略)</p> <p>    (d) AOT延長に活用する設備の妥当性、施設管理について</p> <p>        ①上記(b)項及び(c)項でAOT延長に活用することとした設備については、保安規定に定めるとともに添付-3に示す内容を保安規定個別条文の審査において説明することにより、その妥当性を示すものとする。</p> <p>        なお、各設備の待機状態の確認方法については以下のとおりとする。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 25%;">重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)</td> <td>現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備 (添付-3 ③)</td> <td>現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外)</td> <td>起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)</td> </tr> </table> <p>        また、AOT延長の担保とする自主対策設備については、保安規定第8章(施設管理)に基づく保全活動により保全重要度を「高」として管理するとともに、所定の機能を発揮しうることを確認した記録を保存することとし、当該自主対策設備をAOT延長に活用する際には当該記録を原子炉主任技術者が確認することとする。</p> <p>        ② AOT延長に活用する重大事故等対処設備及び自主対策設備の具体例</p> <p>            添付-2の表-2に示すとおり、LCO対象機器に期待する機能に対してフロントライン系故障時とサポート系故障時に必要となる対応手段を絞り込み、すべての要求機能に共通する、重大事故等対処設備及び自主対策設備(他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているものを含む)をAOT延長に活用することとする。</p>	重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。	自主対策設備 (添付-3 ③)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。	自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外)	起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)	<p style="text-align: center;">備考</p> <p>記載の適正化(AOT延長に活用する設備の例示として記載している、添付-2表-2において容量等が満たせない自主対策設備を削除)</p> <p>記載の適正化(AOT延長に活用する設備の例示として記載している、頑健性を有しない自主対策設備を削除)</p> <p>記載の適正化(AOT延長に活用する設備の例示として記載している、頑健性を有しない自主対策設備を削除)</p>
重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。													
自主対策設備 (添付-3 ③) <b>例：可搬型代替低圧注水ポンプ(A-2級)</b>	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。													
自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外) <b>例：(ディーゼル)駆動消火ポンプ)</b>	起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)													
重大事故等対処設備 (添付-3 ①、②)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。													
自主対策設備 (添付-3 ③)	現状の待機状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランス及び巡視点検により異常がないことを確認しており、健全性は担保できる。													
自主対策設備 (添付-3 ④) (上記以外)	起動試験、又は運用中の状態確認により判断 理由：定期的なサーベイランスを実施していないため、運転状態により判断する。 (性能の確認方法は、個別条文の審査において説明)													

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
<p style="text-align: right;">添付-1</p> <p style="text-align: center;"><b>運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について</b> (中略)</p> <p>別紙 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表</p> <p>表 No. 66-1-1～第39条 別添1 (1/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-3-1～第49条 別添1 (2/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-4-1～第34条 第35条 第36条 別添1 (3/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-5-1～66-5-4 別添1 (4/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-5-5～66-7-2 別添1 (5/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-8-1～66-9-3 別添1 (6/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-10-1～66-11-3 別添1 (7/8) (改定4) を参照</p> <p>表 No. 66-19-1 別添1 (8/8) (改定4) を参照</p>	<p style="text-align: right;">添付-1</p> <p style="text-align: center;"><b>運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について</b> (中略)</p> <p>別紙 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表</p> <p>表 No. 66-1-1～第39条 別添2 (1/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-3-1～第49条 別添2 (2/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-4-1～第34条 第35条 第36条 別添2 (3/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-5-1～66-5-4 別添2 (4/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-5-5～66-7-2 別添2 (5/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-8-1～66-9-3 別添2 (6/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-10-1～66-11-3 別添2 (7/8) (改定5) を参照</p> <p>表 No. 66-19-1 別添2 (8/8) (改定5) を参照</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p> <p style="text-align: center;">記載の適正化(柏崎刈羽原子力 発電所 7号炉保安規定審査資 料の内容反映)</p>

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考
添付-2	添付-2	
<p><b>同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について</b></p> <p>技術的能力審査基準1.0から1.19への適合性の確認において、重大事故等対処設備と、重大事故等対処設備の機能を一部補完できる設備として自主対策設備が示されており、その内容を整理すると下表となる。</p> <p>ここで、一つの機能に対して、同等の機能を持つ重大事故等対処設備が複数あるものについては、同等の機能を持つ重大事故等対処設備のいずれかが健全であればLCO逸脱とはみなさないこととする。</p> <p>ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合<sup>*1</sup>は除く。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の中でも性能、頑健性（耐震等）は満足していても準備時間が満足しないものがあるが、当該設備については災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができる。</p> <p>また、他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているが当該基準に対しては準備時間が不足する等の理由により自主対策設備として整理されている設備については、災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間等を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができ、その他の自主対策設備については、性能が満足しない（低圧時のみ性能を満足する等）もの、頑健性が満足しないもの、準備時間が満足しないものなど様々であるが性能・準備時間について補完措置を行うことにより、所要の機能を確保することができるものがある。</p> <p>（中略）</p>	<p><b>同等の機能を持つ他の重大事故等対処設備等について</b></p> <p>技術的能力審査基準1.0から1.19への適合性の確認において、重大事故等対処設備と、重大事故等対処設備の機能を一部補完できる設備として自主対策設備が示されており、その内容を整理すると下表となる。</p> <p>ここで、一つの機能に対して、同等の機能を持つ重大事故等対処設備が複数あるものについては、同等の機能を持つ重大事故等対処設備のいずれかが健全であればLCO逸脱とはみなさないこととする。</p> <p>ただし、設置許可基準規則の設備要求、技術的能力審査基準の手順要求による設備を維持できない場合<sup>*1</sup>は除く。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の中でも性能、頑健性（耐震等）は満足していても準備時間が満足しないものがあるが、当該設備については災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができる。</p> <p>また、他の基準への適合性において重大事故等対処設備として整理されているが当該基準に対しては準備時間が不足する等の理由により自主対策設備として整理されている設備については、災害対策要員の増員や配置変更などの補完措置により準備時間等を満足させることができる場合には、当該補完措置を行うことで所要の機能を確保することができ、その他の自主対策設備については、性能が満足しない（低圧時のみ性能を満足する等）もの、頑健性が満足しないもの、準備時間が満足しないものなど様々であるが、<b>同等の頑健性を有していることの確認および性能・準備時間について補完措置を行うことにより、所要の機能を確保することができるものがある。</b></p> <p>（中略）</p>	<p>記載の適正化（自主対策設備について所要の機能を確保することができるための要件として同等の頑健性を有していることの確認を明記）</p>

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)									BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)									備考
表-1									表-1									
LCO設定機器	性能	準備時間	要求される機能	代替可能設備	代替性能	頑健性	準備時間	代替使用の可否	LCO設定機器	性能	準備時間	要求される機能	代替可能設備	代替性能	頑健性	準備時間	代替使用の可否	
第一ガスタービン発電機 (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA・6.9kV (設備台数2台: 6,7号炉共用)	50分	代替電源	【自主対策設備】 第二ガスタービン発電機 (常設) (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA・6.9kV	頑健性のある屋外 (荒浜側常設代替交流電源設備設置場所) に配備 ※電路である洞道の支持地盤に地滑り面有り	約1時間20分	第一ガスタービン発電機と同等の性能を有しており、緊急用M/C経路で非常用高圧母線を受電し、6号及び7号炉への必要な電力供給が可能。	第一ガスタービン発電機 (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA・6.9kV (設備台数2台: 6,7号炉共用)	50分	代替電源	【自主対策設備】 第二ガスタービン発電機 (常設) (1台/100% (6,7号炉))	約 4,500kVA・6.9kV	荒浜側常設代替交流電源設備設置場所に配備 ※電路である洞道の支持地盤に地滑り面有り	約1時間20分	第一ガスタービン発電機と同等の性能を有しており、緊急用M/C経路で非常用高圧母線を受電し、6号及び7号炉への必要な電力供給が可能。ただし、頑健性がないため、AOT延長には採用しない。	
				【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル (常設) (1式/100%)	約 2,980kVA・6.9kV	頑健性のあるコントロール建屋内に配備	約1時間55分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。					【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル (常設) (1式/100%)	約 2,980kVA・6.9kV	頑健性のあるコントロール建屋内に配備	約1時間55分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。(融通元の号炉が新規基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる。)	
				【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (1式/100%)	約 2,980kVA・6.9kV	頑健性のある屋外(荒浜側緊急用M/C近傍)に配備	約4時間5分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。					【重大事故等対処設備】 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (1式/100%)	約 2,980kVA・6.9kV	頑健性のある屋外(荒浜側緊急用M/C近傍)に配備	約4時間5分	健全号炉の非常用ディーゼル発電機等から号炉間電力融通ケーブル経由で、当該号炉の非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。(融通元の号炉が新規基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる。)	
				【重大事故等対処設備および自主対策設備】 電源車 (可搬型) (2台/100%)	約 500kVA×2台・6.9kV	頑健性のある高台保管場所 (荒浜側/大湊側) に配備	約5時間40分	2台/号炉の電源車により、P/C C系動力変圧器の一次側または緊急用電源切替箱接続装置等経由で非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。					【重大事故等対処設備および自主対策設備】 電源車 (可搬型) (2台/100%)	約 500kVA×2台・6.9kV	頑健性のある高台保管場所 (荒浜側/大湊側) に配備	約5時間40分	2台/号炉の電源車により、P/C C系動力変圧器の一次側または緊急用電源切替箱接続装置等経由で非常用高圧母線を受電し、当該号炉への必要な電力供給が可能。	

# 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考																																																
<p>表-2 重大事故等対処設備に対する「同等機能を持つ他の重大事故等対処設備（補完措置含む）」「同等の機能を持つ自主対策設備（補完措置含む）」の整理表 (代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の例) <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> : 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同等機能として共通で扱える機器</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）</th> </tr> <tr> <th rowspan="2" style="text-align: center;">上記設備に期待する機能</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">上記設備以外の対応手段</th> <th rowspan="2" style="text-align: center;">AOTを延長する場合の補完措置</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">重大事故等対処設備</th> <th style="text-align: center;">自主対策設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="font-size: small;">第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））<span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]</td> <td></td> <td style="font-size: small;">【所要時間：約5時間30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））<span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]</td> <td style="font-size: small;">消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）<span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]</td> <td style="font-size: small;">耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））<span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]</td> <td style="font-size: small;">消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）<span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]</td> <td style="font-size: small;">耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効</td> </tr> </tbody> </table>	重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）				上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		AOTを延長する場合の補完措置	重大事故等対処設備	自主対策設備	第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]		【所要時間：約5時間30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）	炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	<p>表-2 重大事故等対処設備に対する「同等機能を持つ他の重大事故等対処設備（補完措置含む）」「同等の機能を持つ自主対策設備（補完措置含む）」の整理表 (代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の例)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）</th> </tr> <tr> <th rowspan="2" style="text-align: center;">上記設備に期待する機能</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">上記設備以外の対応手段</th> <th rowspan="2" style="text-align: center;">AOTを延長する場合の補完措置</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">重大事故等対処設備</th> <th style="text-align: center;">自主対策設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="font-size: small;">第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））</td> <td></td> <td style="font-size: small;">(容量等が不足することから採用しない)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））</td> <td style="font-size: small;">消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）</td> <td style="font-size: small;">(頑健性がないため採用しない)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））</td> <td style="font-size: small;">消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）</td> <td style="font-size: small;">(容量等が不足することから採用しない)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td style="font-size: small;">代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））</td> <td style="font-size: small;">消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）</td> <td style="font-size: small;">(頑健性がないため採用しない)</td> </tr> </tbody> </table>	重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）				上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		AOTを延長する場合の補完措置	重大事故等対処設備	自主対策設備	第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））		(容量等が不足することから採用しない)	炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(頑健性がないため採用しない)	炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(容量等が不足することから採用しない)	炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(頑健性がないため採用しない)	<p>記載の適正化（AOTの延長に活用する設備の例示を削除）</p> <p>補完措置の記載変更（容量等が満たせない重大事故等対処設備はAOT延長には採用しない旨を記載）</p> <p>補完措置の記載変更（頑健性を有しない自主対策設備はAOT延長には採用しない旨を記載）</p> <p>補完措置の記載変更（容量等が満たせない重大事故等対処設備はAOT延長には採用しない旨を記載）</p> <p>補完措置の記載変更（頑健性を有しない自主対策設備はAOT延長には採用しない旨を記載）</p>
重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）																																																		
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		AOTを延長する場合の補完措置																																															
	重大事故等対処設備	自主対策設備																																																
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]		【所要時間：約5時間30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）																																															
炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効																																															
炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-②]	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） <span style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">■■■■</span> [添付3-④]	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効																																															
重大事故等対処設備：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）																																																		
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		AOTを延長する場合の補完措置																																															
	重大事故等対処設備	自主対策設備																																																
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）炉心損傷前のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））		(容量等が不足することから採用しない)																																															
炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(頑健性がないため採用しない)																																															
炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(容量等が不足することから採用しない)																																															
炉心損傷前のサポート系故障時の原子炉格納容器内へのスプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	(頑健性がないため採用しない)																																															

# 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考	
(続き)				(続き)					
重大事故等対処設備：代替格納容器スプレィ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）				重大事故等対処設備：代替格納容器スプレィ冷却系（常設）（復水移送ポンプ2台/N）					
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOTを延長する場合の補完措置	上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		AOTを延長する場合の補完措置	
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレィ	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	【所要時間：約5時間30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）	第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内へのスプレィ	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	（容量等が不足することから採用しない）
	代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） [添付3-②]					消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） [添付3-④]	【所要時間：約30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）		
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内の代替除熱	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系送風機追起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。また、ドライウエル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。	（採用しない）	第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のフロントライン系故障時の原子炉格納容器内の代替除熱	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系送風機追起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。また、ドライウエル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。	（容量等が不足することから採用しない）
	代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） [添付3-②]	ドライウエル冷却系（ドライウエル冷却系送風機）					【所要時間：約5時間30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）		
第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のサポート系故障時の原子炉格納容器へのスプレィ	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	【所要時間：約30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）	第49条/第64条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 炉心損傷後のサポート系故障時の原子炉格納容器へのスプレィ	重大事故等対処設備	自主対策設備	耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有していることから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していなければ、代替手段として有効	（頑健性がないため採用しない）
	代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）） [添付3-②]					消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ） [添付3-④]	【所要時間：約30分】 要員の増置または事前準備（約25分以内で対応可能な状態とする）		
<div style="display: flex; justify-content: space-around; width: 100%;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">技術的能力まとめ資料に基づき説明</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">実働の検証等により説明</div> </div>				<div style="display: flex; justify-content: space-around; width: 100%;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">技術的能力まとめ資料に基づき説明</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">実働の検証等により説明</div> </div>				補完措置の記載変更（容量等が満たせない重大事故等対処設備はAOT延長には採用しない旨を記載）  補完措置の記載変更（頑健性を有しない自主対策設備はAOT延長には採用しない旨を記載）  記載の適正化（採用しない理由の明確化）  補完措置の記載変更（容量等が満たせない重大事故等対処設備はAOT延長には採用しない旨を記載）  補完措置の記載変更（頑健性を有しない自主対策設備はAOT延長には採用しない旨を記載）	
太点線により囲まれた設備は、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）に期待される機能すべてに対して、同等な機能を有する重大事故等対処設備（一部機能に対しては自主対策設備も含む）を示す。				記載の適正化（AOTの延長に活用する設備の例示を削除）					

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考			
(第一ガスタービン発電機の例)				(第一ガスタービン発電機の例)							
重大事故等対処設備：第一ガスタービン発電機 (1台/N (6,7号炉))				重大事故等対処設備：第一ガスタービン発電機 (1台/N (6,7号炉))							
上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOTを延長する場合の補完措置	上記設備に期待する機能	上記設備以外の対応手段		自主対策設備の理由	AOTを延長する場合の補完措置		
	重大事故等対処設備	自主対策設備				重大事故等対処設備	自主対策設備				
第57条/第72条 (電源設備) 非常用電源設備 (全交流動力電源喪失時) の常設代替交流電源設備による給電		第二ガスタービン発電機 [添付3-④]	耐震性は確保されていないが、第一ガスタービン発電機と同等の機能を有することから、第二ガスタービン発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。	【所要時間：約1時間20分】 要員の増置または事前準備 (約50分以内で対応可能な状態とする)	第57条/第72条 (電源設備) 非常用電源設備 (全交流動力電源喪失時) の常設代替交流電源設備による給電		第二ガスタービン発電機	耐震性は確保されていないが、第一ガスタービン発電機と同等の機能を有することから、第二ガスタービン発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。	(頑健性がないため採用しない)	補完措置の記載変更 (頑健性を有しない自主対策設備はAOT延長には採用しない旨を記載)	
	号炉間電力融通ケーブル (常設)			【所要時間：約1時間55分】 要員の増置または事前準備 (約50分以内で対応可能な状態とする)		号炉間電力融通ケーブル (常設)			(融通元の号炉が新規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる) 【所要時間：約1時間55分】 要員の増置または事前準備 (約50分以内で対応可能な状態とする)		記載の適正化 (融通元の号炉が新規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる旨を記載)
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型)			【所要時間：約4時間5分】 要員の増置または事前準備 (約50分以内で対応可能な状態とする)		号炉間電力融通ケーブル (可搬型)			(融通元の号炉が新規制基準に対応している場合は、重大事故等対処設備としてAOT延長に活用することができる) 【所要時間：約4時間5分】 要員の増置または事前準備 (約50分以内で対応可能な状態とする)		
	電源車 (可搬型代替交流電源設備)			(採用しない) 6号および7号炉の各号炉とも2台の電源車を確保することで必要な電力供給 (積算量) が可能。但し、負荷容量の大きい一部設備への必要な電力供給ができない。		電源車 (可搬型代替交流電源設備)			(容量等が不足することから採用しない) 6号および7号炉の各号炉とも2台の電源車を確保することで必要な電力供給 (積算量) が可能。但し、負荷容量の大きい一部設備への必要な電力供給ができない。		記載の適正化 (採用しない理由の明確化)
<div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">技術的能力まとめ資料に基づき説明</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">実働の検証等により説明</div> </div>				<div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">技術的能力まとめ資料に基づき説明</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">実働の検証等により説明</div> </div>							

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)		BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)		備考
添付-3 AOT 延長に活用する設備の妥当性確認 (中略)				
技術的能力審査基準への適合性確認における位置付け (中略)	当該基準における重大事故等対処設備と対応する設備	他の基準における重大事故等対処設備として対応する設備	準備時間短縮等の補完措置要否	LCO 設定対象設備と同等な機能を発揮し得る設備 (重大事故等対処設備または自主対策設備) を確保
	<p>③</p> <p>自主対策設備</p>	<p>○</p> <p>×</p>	<p>必要</p> <p>必要</p>	<p>準備時間短縮等の補完措置を要する</p> <p>準備時間短縮等の補完措置を要するか、「低圧時」などの条件付</p>
<p>③を AOT 延長に活用した場合に他の基準による要求に影響を与えないことの説明。(①同様)</p> <p>LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。</p> <p>[例] 他の基準において重大事故等対処設備として整理されていることを説明する。 (必要に応じて、工認資料等により LCO 設定対象設備に要求される各基準に対して当該設備が必要な性能を有することを説明する。)</p> <p>準備時間短縮等の補完措置 (「配置変更要否」、「要員追加要否」等) の妥当性の説明。(②同様)</p> <p>LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。</p> <p>[例] ポンプ揚程・容量、耐震、離隔等について、各事業者の品質マネジメントシステム計画に基づく品質記録 (工場試験成績書 [Q/H カージ]、現地据付試験記録等)、配置図等により説明する。</p> <p>準備時間短縮等の補完措置 (「配置変更要否」、「要員追加要否」、「原子炉の状態限定要否」等) の妥当性の説明。</p> <p>[例] 準備時間に係る措置の説明は②同様。適用する状態を限定する場合は、限定した状態にて必要な性能を有することを説明する。</p>				
添付-3 AOT 延長に活用する設備の妥当性確認 (中略)				
技術的能力審査基準への適合性確認における位置付け (中略)	当該基準における重大事故等対処設備と対応する設備	他の基準における重大事故等対処設備として対応する設備	準備時間短縮等の補完措置要否	LCO 設定対象設備と同等な機能を発揮し得る設備 (重大事故等対処設備または自主対策設備) を確保
	<p>③</p> <p>自主対策設備</p>	<p>○</p> <p>×</p>	<p>必要</p> <p>必要</p>	<p>準備時間短縮等の補完措置を要する</p> <p>準備時間短縮等の補完措置を要するか、「低圧時」などの条件付</p>
<p>③を AOT 延長に活用した場合に他の基準による要求に影響を与えないことの説明。(①同様)</p> <p>LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。</p> <p>[例] 他の基準において重大事故等対処設備として整理されていることを説明する。 (必要に応じて、工認資料等により LCO 設定対象設備に要求される各基準に対して当該設備が必要な性能を有することを説明する。)</p> <p>準備時間短縮等の補完措置 (「配置変更要否」、「要員追加要否」等) の妥当性の説明。(②同様)</p> <p>LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明。 (同等の頑健性を有していることの確認を含む)</p> <p>[例] ポンプ揚程・容量、耐震、耐津波、離隔等について、各事業者の品質マネジメントシステム計画に基づく品質記録 (工場試験成績書 [Q/H カージ]、現地据付試験記録等)、配置図等により説明する。</p> <p>準備時間短縮等の補完措置 (「配置変更要否」、「要員追加要否」、「原子炉の状態限定要否」等) の妥当性の説明。</p> <p>[例] 準備時間に係る措置の説明は②同様。適用する状態を限定する場合は、限定した状態にて必要な性能を有することを説明する。</p>				
記載の適正化 (自主対策設備④の「LCO 設定対象設備と同等な性能を有することの説明」に係る記載を適正化)				

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)			BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)			備考
別紙-3 具体的な記載例 (柏崎刈羽原子力発電所の例)			別紙-3 具体的な記載例 (柏崎刈羽原子力発電所の例)			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認可申請内容の反映)
(中略) 表66-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (中略) 66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復 (中略) (3) 要求される措置			(中略) 表66-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (中略) 66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復 (中略) (3) 要求される措置			
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 1. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  3日間  10日間	A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  及び A3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	
B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※6</sup> 。 及び B2. 1. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は B2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  3日間  10日間	B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※5</sup> 。 及び B2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  及び B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  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. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36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. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
<sup>※4</sup> : 代替品の補充等をいう。 <sup>※5</sup> : 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧をいう。 <sup>※6</sup> : 高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。			<sup>※4</sup> : 代替品の補充等をいう。 <sup>※5</sup> : 高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。			

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
表66-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (中略) 66-4-2 低圧代替注水系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置				表66-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (中略) 66-4-2 低圧代替注水系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置				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 認可申請内容の反映)
適用される 原子炉 の 状態	条 件	要求される措置	完了時間	適用される 原子炉 の 状態	条 件	要求される措置	完了時間	
運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能 の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	運 転 起 動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能 の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間			及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間	
		及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間			及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに					
	及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*12</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間						
	及び A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間						

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4（令和4年9月）				BWR基本方針 改定5（令和6年1月）				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	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認可申請内容の反映）
運 転 起 動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※13が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。  又は B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  3日間  10日間	運 転 起 動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※12が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	
	C. 条件A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. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36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. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換※14	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他の設備※15が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換※13	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	
	又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他の設備※15が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに		A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：高圧炉心注水系をいう。

※12：消火系による低圧注水をいう。

※13：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※14：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合  
（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※15：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：高圧炉心注水系をいう。

※12：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。  
（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合  
（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

※14：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (中略) 66-5-4 代替原子炉補機冷却系 (中略) (3) 要求される措置				表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (中略) 66-5-4 代替原子炉補機冷却系 (中略) (3) 要求される措置				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認可申請内容の反映)
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転 起 動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに  10日間  10日間  30日間	運転 起 動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに  速やかに  10日間  30日間	
		B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合 及び B2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 又は B2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  3日間  10日間			B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合 及び B1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び B3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	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認可申請内容の反映)
運転起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※13</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	運転起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	
	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※13</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間		D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	
	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	E1. 当直長は、高温停止にする。 及び E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間		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	E1. 当直長は、高温停止にする。 及び E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
	<sup>※9</sup> : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 <sup>※10</sup> : 残りの原子炉補機冷却水系2系列, 原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 <sup>※11</sup> : 大容量送水車(熱交換器ユニット用) 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ(移動式変圧器を含む)にて海水直接通水を行う除熱をいう。 <sup>※12</sup> : 代替品の補充等。 <sup>※13</sup> : 原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 (中略)				<sup>※9</sup> : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 <sup>※10</sup> : 残りの原子炉補機冷却水系2系列, 原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 <sup>※11</sup> : 代替品の補充等。 <sup>※12</sup> : 原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 (中略)			

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)			BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)			備考
表6-6-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備			表6-6-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備			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認可申請内容の反映）
6-6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） （中略） （3）要求される措置			6-6-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） （中略） （3）要求される措置			
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. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※11</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	A. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他設備 <sup>※10</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間	
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：消火系による格納容器スプレイをいう。（時間短縮の補完措置含む）</p>			<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>			

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)			BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)			備考
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置			66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置			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認可申請内容の反映)
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. 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間  速やかに  3日間  10日間	A. 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	
B. 条件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. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) をいう。 ※11：消火系による格納容器スプレイをいう。			※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) をいう。			

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考	
表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		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認可申請内容の反映）	
66-7-1 格納容器下部注水系（常設） （中略） （3）要求される措置			
条 件	要求される措置		完了時間
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	<b>A 1. 1.</b> 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 1. 2.</b> 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 1. 3.</b> 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 又は <b>A 2. 1.</b> 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 2. 2.</b> 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 2. 3.</b> 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		速やかに  3日間  30日間  速やかに  3日間  10日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。		24時間  36時間
※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。			
※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			
※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。			
※12：消火系による格納容器下部注水をいう。			
表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備			
66-7-1 格納容器下部注水系（常設） （中略） （3）要求される措置			
条 件	要求される措置	完了時間	
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	<b>A 1.</b> 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 2.</b> 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 及び <b>A 3.</b> 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	
B. 条件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. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。			
※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			
※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。			

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)			BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)			備考
66-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置			66-7-2 格納容器下部注水系 (可搬型) (中略) (3) 要求される措置			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 認可申請内容の反映)
条 件	要求される措置	完了時間	条 件	要求される措置	完了時間	
A. 格納容器下部注水系 (可搬型) が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。 又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間  速やかに  3日間  10日間	A. 格納容器下部注水系 (可搬型) が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  30日間	
B. 条件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. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：格納容器下部注水系 (常設) をいう。 ※11：消火系による格納容器下部注水をいう。			※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：格納容器下部注水系 (常設) をいう。			

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4（令和4年9月）				BWR基本方針 改定5（令和6年1月）				備考
表6-6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備				表6-6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備				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認可申請内容の反映）
6-6-8-1 静的触媒式水素再結合器（中略） (3) 要求される措置				6-6-8-1 静的触媒式水素再結合器（中略） (3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、その他設備※5が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※6が動作可能であることを確認する。 及び A 3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	運転起動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、その他設備※5が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	
	B. 条件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. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換※7	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する※8。 及び A 3. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※6が動作可能であることを確認する。 及び A 4. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が65℃以下であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換※6	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※4とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する※7。 及び A 3. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が65℃以下であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに	
		※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※5：残りの低圧注水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※6：原子炉建屋トップベントをいう。 ※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 ※8：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 （中略）	※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※5：残りの低圧注水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※6：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 ※7：「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 （中略）					

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
表66-12 電源設備				表66-12 電源設備				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認可申請内容の反映）
66-12-1 常設代替交流電源設備 (中略) (3) 要求される措置				66-12-1 常設代替交流電源設備 (中略) (3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*3が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*3が動作可能であることを確認する。	及び	速やかに	
		及び	3日間					
		A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*4が動作可能であることを確認する。	3日間					
		及び	10日間					
	A1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間	A2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3日間				
	又は	A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*3が動作可能であることを確認する。	速やかに	及び	3日間			
及び	A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*5が動作可能であることを確認する。	3日間	及び	10日間				
及び	A2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間						
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合		B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合		B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
		及び	36時間				及び	36時間
		B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間			B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	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認可申請内容の反映）
冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*4</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*5</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	
<p>※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※4：号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C (C) 系又はM/C (D) 系の受電をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。なお、6号炉側の電路が自主対策設備であることから、号炉間電力融通ケーブルを使用した場合の復旧までの完了時間は10日間となる。</p> <p>※5：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。</p> <p>(中略)</p>				<p>※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>(中略)</p>				

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
66-12-3 号炉間電力融通電気設備 (中略) (3) 要求される措置				66-12-3 号炉間電力融通電気設備 (中略) (3) 要求される措置				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 認可申請内容の反映)
適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される 原子炉 の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運 転 起 動 高温停止	A. 所要数を満足 していない 場合	A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 <sup>*1</sup> が動作可能であることを確認する。  及び A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*2</sup> が動作可能 であることを確認する。  及び A1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。  又は A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 <sup>*1</sup> が動作可能であることを確認する。  及び A2. 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自 主対策設備 <sup>*3</sup> が動作可能である ことを確認する。  又は A2. 2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>*4</sup> を検討し原 子炉主任技術者の確認を得て実 施する。  及び A2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	速やかに   3日間  30日間  速やかに  3日間  3日間  10日間	運 転 起 動 高温停止	A. 所要数を満足 していない 場合	A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 <sup>*1</sup> が動作可能であることを確認する。  及び A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持 つ重大事故等対処設備 <sup>*2</sup> が動作可能 であることを確認する。  及び A1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。  又は A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1 台を起動し、動作可能であることを 確認するとともに、その他の設備 <sup>*1</sup> が動作可能であることを確認する。  及び A2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>*3</sup> を検討し原子炉 主任技術者の確認を得て実施する。  及び A2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	速やかに   3日間  30日間  速やかに  3日間  3日間  10日間	
		B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。			24時間  36時間	B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4（令和4年9月）				BWR基本方針 改定5（令和6年1月）				備考
適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間	適用される 原子炉 の状態	条 件	要求される措置	完了時間	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 認可申請内容の反映）
冷温停止 燃料交換	A. 所要数を満 足してい ない場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 <sup>※3</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 3. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換	A. 所要数を満 足してい ない場合	A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに	
※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。 ※3：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいう。 ※4：代替品の補充等。 （中略）				※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。 ※3：代替品の補充等。 （中略）				

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)	BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)	備考												
<p>表66-13 計装設備</p> <p>66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">項 目</th> <th style="width: 80%;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること※1※3</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：主要パラメータ及び代替パラメータに記載する[ ]は，有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。</p> <p>(中略)</p>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3	<p>表66-13 計装設備</p> <p>66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">項 目</th> <th style="width: 80%;">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること※1※3</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：[ ]は，有効監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。</p> <p>(中略)</p>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2	<p>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認可申請内容の反映）</p>
項 目	運転上の制限													
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3													
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3													
項 目	運転上の制限													
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3													
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2													

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
6. 原子炉格納容器内の温度				6. 原子炉格納容器内の温度				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認可申請内容の反映）
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウエル雰 囲気温度	① 主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の 1チャンネルが故障した場 合は、他チャンネルにより推 定する。	運 転 起 動 高 温 停 止	ドライウエル雰 囲気温度	①主要パラメータの他チ ャンネル	ドライウエル雰囲気温度の 1チャンネルが故障した場 合は、他チャンネルにより推 定する。	
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気 温度を推定する。			②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気 温度を推定する。	
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (S/C) によりドライウエル雰囲気 温度を推定する。			③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (S/C) によりドライウエル雰囲気 温度を推定する。	
	サプレッショ ン・チェンバ気 体温度	① サプレッション・チェンバ・ プール水温度	サプレッション・チェンバ・ プール水温度によりサプレ ッション・チェンバ気体温度 を推定する。	運 転 起 動 高 温 停 止	サプレッショ ン・チェンバ気 体温度	①サプレッション・チェ ンバ・プール水温度	サプレッション・チェンバ・ プール水温度によりサプレ ッション・チェンバ気体温度 を推定する。	
		② 格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (S/C) によりサプレッション・チェ ンバ気体温度を推定する。			②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度／圧力の関係を利用 して格納容器内圧力 (S/C) によりサプレッション・チェ ンバ気体温度を推定する。	
		③ [サプレッション・チェ ンバ気体温度]	監視可能であればサプレッ ション・チェンバ気体温度 (常用計器)により、温度を 推定する。			①主要パラメータの他チ ャンネル	サプレッション・チェンバ・ プール水温度の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	
	サプレッション・ チェンバ・プー ル水温度	①主要パラメータの他チ ャンネル	サプレッション・チェンバ・ プール水温度の1チャンネル が故障した場合は、他チャ ンネルにより推定する。	運 転 起 動 高 温 停 止	サプレッション・ チェンバ・プー ル水温度	②サプレッション・チェ ンバ気体温度	サプレッション・チェンバ気 体温度によりサプレッショ ン・チェンバ・プール水温度 を推定する。	
		②サプレッション・ チ ェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ気 体温度によりサプレッショ ン・チェンバ・プール水温度 を推定する。					

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
7. 原子炉格納容器内の圧力				7. 原子炉格納容器内の圧力				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認可申請内容の反映）
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		
運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	① 格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。	運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。	
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。			②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。	
		③ [格納容器内圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により, 圧力を推定する。			①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。	
	格納容器内圧力 (S/C)	① 格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。		格納容器内圧力 (S/C)	②サブプレッション・チェンバ 気体温度	飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。	
		②サブプレッション・チェンバ 気体温度	飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。			③ [格納容器内圧力 (S/C)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により, 圧力を推定する。	
		③ [格納容器内圧力 (S/C)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により, 圧力を推定する。					

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
8. 原子炉格納容器内の水位				8. 原子炉格納容器内の水位				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認可申請内容の反映)
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	① 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により, サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		
		④ [サプレッション・チェンバ・プール水位]	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により, 水位を推定する。		①主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。		
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。	格納容器下部水位	②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により, 格納容器下部水位を推定する。		
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により, 格納容器下部水位を推定する。		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により, 格納容器下部水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		
③復水貯蔵槽水位 (SA)		水源である復水貯蔵槽水位の変化により, 格納容器下部水位を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。						
(中略)				(中略)				

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
10. 原子炉格納容器内の放射線量率				10. 原子炉格納容器内の放射線量率				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認可申請内容の反映）
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	① 主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。			①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	① 主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② [エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。			①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4（令和4年9月）				BWR基本方針 改定5（令和6年1月）				備考
1 1. 未臨界の維持又は監視				1 1. 未臨界の維持又は監視				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認可申請内容の反映）
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素		
			推定方法				推定方法	
起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。			②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	
		③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
運 転 起 動	平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	運 転 起 動	平均出力領域モニタ	②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		② [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。			②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		① 起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。		
	② 平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	②平均出力領域モニタ	②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。			

※8：計数領域の場合に適用する。  
 ※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
 （中略）

※8：計数領域の場合に適用する。  
 ※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
 （中略）

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
1 3. 格納容器バイパスの監視 (中略) (2) 原子炉格納容器内の状態				1 3. 格納容器バイパスの監視 (中略) (2) 原子炉格納容器内の状態				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 認可申請内容の反映)
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		
		要素	推定方法			要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	① 主要パラメータの他 チャンネル  ② 格納容器内圧力 (D/W)	ドライウエル雰囲気温度の1チ ャンネルが故障した場合は、他 チャンネルにより推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用し て格納容器内圧力 (D/W) により ドライウエル雰囲気温度を推定 する。	運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	① 主要パラメータの他 チャンネル  ② 格納容器内圧力 (D/W)	ドライウエル雰囲気温度の1チ ャンネルが故障した場合は、他 チャンネルにより推定する。  飽和温度/圧力の関係を利用し て格納容器内圧力 (D/W) により ドライウエル雰囲気温度を推定 する。	
	格納容器内 圧力 (D/W)	① 格納容器内圧力 (S/C)  ② ドライウエル雰囲気 温度  ③ [格納容器圧力 (D/W)]	格納容器内圧力 (S/C) により推 定する。  飽和温度/圧力の関係を利用し てドライウエル雰囲気温度によ り格納容器内圧力 (D/W) を推定 する。  監視可能であれば格納容器内圧 力 (D/W) (常用計器) により、圧 力を推定する。		格納容器内 圧力 (D/W)	① 格納容器内圧力 (S/C)  ② ドライウエル雰囲気 温度	格納容器内圧力 (S/C) により推 定する。  飽和温度/圧力の関係を利用し てドライウエル雰囲気温度によ り格納容器内圧力 (D/W) を推定 する。	
(3) 原子炉建屋内の状態				(3) 原子炉建屋内の状態				
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ		
		要素	推定方法			要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)  ② [エリア放射線モニ タ]	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の 低下により格納容器バイパスの 発生を推定する。  エリア放射線モニタ (有効監視 パラメータ) により格納容器バ イパスの発生を推定する。	運 転 起 動 高温停止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)  ① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の 低下により格納容器バイパスの 発生を推定する。  原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の 低下により格納容器バイパスの 発生を推定する。	
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)  ② [エリア放射線モニ タ]	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の 低下により格納容器バイパスの 発生を推定する。  エリア放射線モニタ (有効監視 パラメータ) により格納容器バ イパスの発生を推定する。		残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の 低下により格納容器バイパスの 発生を推定する。	

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
14. 水源の確保				14. 水源の確保				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認可申請内容の反映)
適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※11	復水貯蔵槽水位 (SA)	① 高压代替注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※11	復水貯蔵槽水位 (SA)	① 高压代替注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。	
		② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。			② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。	
		③ [復水貯蔵槽水位]	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。					
※11 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合				※11 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合				

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考 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 認可申請内容の反映)		
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ				
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法			
運 転 起 動 高温停止	サプレッショ ン・チェンバ プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ① 残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ の水位容量曲線を用いて、 原子炉格納容器へ注水する 復水補給水系流量 (RHR B系 代替注水流量) と経過時間 より算出した注水量から推 定する。 また、サプレッション・チェ ンバの水位容量曲線を用い て、サプレッション・チェン バ・プール水から原子炉圧 力容器へ注水する復水補給 水系流量 (RHR A系代替注 水流量) 又は残留熱除去系 系統流量と経過時間より算 出した注水量から推定す る。	運 転 起 動 高温停止	サプレッショ ン・チェンバ・ プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ の水位容量曲線を用いて、 原子炉格納容器へ注水する 復水補給水系流量 (RHR B系 代替注水流量) と経過時間 より算出した注水量から推 定する。 また、サプレッション・チェ ンバの水位容量曲線を用い て、サプレッション・チェン バ・プール水から原子炉圧 力容器へ注水する復水補給 水系流量 (RHR A系代替注 水流量) 又は残留熱除去系 系統流量と経過時間より算 出した注水量から推定す る。			
			② 復水移送ポンプ吐出圧 力 ②残留熱除去系ポンプ吐出 圧力				復水移送ポンプ、残留熱除 去系ポンプが正常に動作し ていることを把握すること により、水源であるサプレ ッション・チェンバ・プール 水位が確保されていること を推定する。		②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	復水移送ポンプ、残留熱除 去系ポンプが正常に動作し ていることを把握すること により、水源であるサプレ ッション・チェンバ・プール 水位が確保されていること を推定する。
			③ [サプレッション・チ ェンバ・プール水位]				監視可能であればサプレッ ション・チェンバ・プール水 位 (常用計器) により、水位 を推定する。			
(中略)				(中略)						

保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考
表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備				表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備				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認可申請内容の反映)
66-14-1 中央制御室の居住性確保 (中略) (3) 要求される措置				66-14-1 中央制御室の居住性確保 (中略) (3) 要求される措置				
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動 高温停止	A. 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	運転起動 高温停止	A. 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間	
	B. 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合	B1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B2. 当直長は当該機能を補完する自主対策設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間  10日間		B. 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)による中央制御室待避室の加圧系が動作不能の場合	B1. 当直長は、7号炉の中央制御室非常用換気空調系1系列を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 <sup>*9</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3日間	
運転起動 高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置(待避室)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*12</sup> 。	10日間  10日間	運転起動 高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置(待避室)、中央制御室待避室遮蔽(可搬型)、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 <sup>*10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>*11</sup> 。	10日間  10日間	
	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	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36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	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	

## 保安規定変更に係る基本方針 変更前後比較表

BWR基本方針 改定4 (令和4年9月)				BWR基本方針 改定5 (令和6年1月)				備考	
適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	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 認可申請内容の反映）	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに		
炉心変更時 <sup>※8</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	A. 炉心変更時 <sup>※8</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要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 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。	速やかに  速やかに	炉心変更時 <sup>※8</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	A. 炉心変更時 <sup>※8</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要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 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。	速やかに  速やかに		
<p>※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p> <p>※9：残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：カードル式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。（準備時間短縮の補充措置を含む）</p> <p>※12：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。 (以下略)</p>				<p>※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p> <p>※9：残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。 (以下略)</p>					

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

【DB兼用 凡例】  
○:設備が系統単位でDBと兼用  
×:上記以外

【DB-SA統合 凡例】  
○:統合してDB条文にて整理  
×:統合せずSA条文とDB条文の両方で整理。  
-:対象外

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対应手順)	手順完了時間 技術的能力→( ) 有効性評価※→[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日、2N…30日)	適用される原子炉の状態					DB - SA 統合	LCOの設定	備考	
										DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	燃 料 交 換				条件 (※)
66-1-1	ATWS緩和 設備	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	(1分以内) 【解析対象外】	1.1 原子炉圧力高又は原子炉水位低 (L2)の信号により作動し、自動で制 御棒を緊急挿入する。中央制御室か らの手動操作も可能。	-	-	原子炉冷却材再循環ポンプトリップ 機能(1分以内) ほう酸水注入系(1分以内) 自動減圧系起動阻止スイッチ(1分以 内)	-	×	○	○	-	-	-	-	LCO対象範囲は、代替制御棒挿入機能 ロジック(手動含む)からARI電磁弁までと する。制御棒、制御棒駆動機構は制御棒 挿入機能として設計基準事故対処設備 の機能を期待するものであることから、 22条(制御棒のスクラム機能)にて整理 する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【C設備】有効性評価TCにて自動スクラ ム機能が全て喪失した場合、左記の3つ の設備にて事象収束する手順としている ため「and」で設定する。
66-1-2		代替冷却材再循環ポン プトリップ機能	原子炉冷却材再循環ポン プ停止による原子炉出力抑制	(1分以内) 【自動起動】(ATWS)	1.1 ATWSが発生した場合に、原子炉圧 力高、原子炉水位低(L3)、原子炉水 位低(L2)の信号によりRIPを自動で停 止させて原子炉出力を抑制する。中 央制御室からの手動操作も可能。	-	-	代替制御棒挿入機能(1分以内)	-	×	○	○	-	-	-	-	-	LCO対象範囲は、代替冷却材再循環ポン プトリップ機能ロジック(手動含む)と する。
第24条		ほう酸水注入系	ほう酸水注入	(1分) 【11分】(ATWS)	1.1 ATWSが発生した場合に、RIP停止の 対应手段により原子炉出力を抑制し た後、中央制御室からの手動操作に よりSLCを起動する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	-	-	-	-	SLCは1.1.1.2.1.8で関係するDB兼SA設備 であるが、1.1の要求については、系統と しての目的(原子炉停止機能)及び適用 される原子炉の状態が保安規定24条と 同等であることから、保安規定24条で整 理する。	1.2.1.8は66条で整理。
66-2-3	ほう酸水注入系		ほう酸水注入系による進展 抑制	(20分) 【解析対象外】	1.2 HPCF喪失時又はSBO時において、 HPAC及びRCICにより原子炉水位低 (L3)以上に維持できない場合に、ほう 酸水注入を実施する。	-	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	-	-	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2.1.8の要求を考慮すると、保安規定第 24条(ほう酸水注入系)の適用される原 子炉の状態(運転、起動)よりも拡張され ることから、保安規定第66条では運転、 起動及び高温停止においてLCOを設定 する。	【γ設備】(1.2.1.8) 1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCF又 はRCICを設定する。 1.8は、炉心損傷後に使用することから、 炉心損傷に至らせないことを目的に、1.2 で設定したHPCF又はRCICを1.8も同様に 設定し、DBの注水機能を確保する。 当該系統を復旧する完了時間は、保安 規定24条にSLC系を復旧させる措置の 完了時間が8時間で定められているた め、同様に「8時間」とする。 SLCタンクがLCO逸脱時は、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。
				ほう酸水注入系による原子 炉圧力容器へのほう酸水注 入	(20分) 【解析対象外】	1.8 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水 注入系によるほう酸水の注入を並行 して実施する。	-	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	-	-	○	○	○	○	-	-	-	
66-2-1	高圧注水	高圧代替注水系(中操 起動)	高圧代替注水系の中央制 御室からの操作による発電 用原子炉の冷却	(15分) 【25分】(TBU,TBD)	1.2 RCIC及びHPCF故障時に、中央制御 室からの操作により、注水を実施す る。	-	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	-	×	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2.1.8よりLCO設定する。中央制御室か らの遠隔起動を要求し、現場での手動起 動の要求は別にLCO設定する。	【γ設備】RCICとHPCFの2択であるが、 HPACとRCICは共通要因で故障する可 能性があり得る(蒸気ラインが一部共用 のため)ことから、駆動源の異なるHPCF を優先とする。
			高圧代替注水系による原子 炉圧力容器への注水	(15分) 【解析対象外】	1.8 SBO時、RCIC及びHPCFによる注水 ができない場合は、溶融炉心の原子 炉格納容器下部への落下を遅延又 は防止するため、HPACの電源を確 保し、注水する。	-	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	-	×	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	なお、高圧代替注水系(中操起動)につ いては、直接の設備要求はないが、有効 性評価(TBD,TBU)においてRCICの機能 喪失を想定した場合に、当該設備が要求 されることから、RCICをB設備として設 定しないこととする。
66-2-2	高圧代替注水系(現場 起動)	高圧代替注水系の現場操 作による発電用原子炉の冷 却	(40分以内) 【解析対象外】	1.2 HPCF喪失時に、中央制御室からの 操作によりHPACを起動できない場 合は、現場での入力による弁の操作 により起動する。	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	-	-	×	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2の現場での手動起動の要求につい て、HPAC又はRCICのどちらかが現場手 動起動可能であれば満足できることか ら、いずれかが現場手動起動できるこ とを、LCOとして設定する。	現場手動起動できることは、具体的に は必要な電動弁の手動操作用レバー及 びハンドルの操作により現場起動でき ることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能となっ た場合は、中央制御室からの遠隔起動も 不可となることから、66-2-1又は保安規 定第39条のLCO逸脱として対応する。
	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	原子炉隔離時冷却系の現 場操作による発電用原子炉 の冷却	(90分以内) 【解析対象外】	1.2 SBO及び直流喪失に加え、HPACが 起動できない場合には、現場での入 力による弁の開操作によりRCICを起 動する。	高圧代替注水系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	-	-	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上		【γ設備】 手動操作用レバー及びハンドルを規定す るため、電源の確認は不要とする。
第39条		原子炉隔離時冷却系 (中操起動)	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TBP等)	1.2 自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりRCICを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にないことから保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	
第39条		高圧炉心注水系	高圧炉心注水系による発電 用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TWISLOCA等)	1.2 自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりHPCFを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	-	-	-	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にないことから保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段				B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態							DB SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	手動操作による減圧(逃がし 安全弁)					高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱の防止	発電用原子炉の減圧(イン ターフェイスシステムLOCA 発生時)	逃がし安全弁機能回復 (逃がし安全弁用可搬型 蓄電池)	逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源設備)	逃がし安全弁機能回復 (高圧窒素ガス供給系)	DB 兼用	運 転			
66-3-1	原子炉の減 圧	代替自動減圧機能	減圧の自動化	(速やか) 【19分後に作動】(TQUX)	1.3	ADSの故障により減圧ができない場合は、代替ADSによりSRV(ADS機能付き4個(C,H,N,T)を開し、減圧する。	—	—	逃がし安全弁(手動減圧)(1分以内)	—	×	○	○	○	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	—	LCO対象範囲は、代替自動減圧機能ロ ジック(要素含む)とする。ADSのアク ムレータ及び逃がし弁は39条にて整理 する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)のARIを参考に 設定。
		自動減圧系の起動阻止 スイッチ	自動減圧系の起動阻止ス イッチによる原子炉出力急 上昇防止	(1分以内) 【4分】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、ADS起動 阻止スイッチによりADS及び代替 ADSによる減圧を阻止する。	—	—	代替制御棒挿入機能(1分以内)	—	×	○	○	—	—	—	—	—	—	自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替 自動減圧機能の一部として、1.3を兼ねる ことから、本表にて規定する。
66-3-2	逃がし安全弁 (手動減圧)	手動操作による減圧(逃がし 安全弁)	手動操作による減圧(逃がし 安全弁)	(1分以内) 【解析対象外】	1.3	SRVを手動操作し原子炉の減圧を行 う。(急速減圧時に最大8個)	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁は、既存の保安規 定第30条(主蒸気逃がし安全弁)及び第 39条(非常用炉心冷却系その1)におい てLCO要求があるが、逃がし弁機能、安 全弁機能及び自動減圧機能を規定する ものであり、手動減圧機能の要求はな い。従って、SA要求として手動減圧機能 を本表にて規定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機 能付き)が2個以上動作不能の場合に は、保安規定第39条に準じて、条件Bに 原子炉を停止する措置を規定する。	動作可能な主蒸気逃がし安全弁8個未 満となった場合、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)が少なくとも1個以 上、動作不能となっていることから、条件 Aは保安規定第39条に準じて設定する。 (第30条では10日間以内に復旧するこ とのみを要求しており、要求される措置 の内容は第39条に包絡される。)なお、主 蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付 き)が2個以上動作不能の場合に は、保安規定第39条に準じて、条件Bに 原子炉を停止する措置を規定する。
		高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱の防止	高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱の防止	(1分以内) 【1.4時間】(DCH)	1.3	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直 接加熱によるPCV破損を防止するた め、SRVを使用した中央制御室から の手動操作による減圧を行う。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—		
		発電用原子炉の減圧(イン ターフェイスシステムLOCA 発生時)	発電用原子炉の減圧(イン ターフェイスシステムLOCA 発生時)	(1分以内) 【15分】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、破断箇所の特定 又は隔離ができず、かつ復水器が使 用不可能な場合はSRVにより急速減 圧を実施することで、R/Bへの原子 炉冷却材漏えい量を抑制する。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—	—	○	○	○	○	—	—	—		
66-3-3	原子炉の減 圧	逃がし安全弁機能回復 (逃がし安全弁用可搬型 蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電 池による逃がし安全弁機能 回復	給電まで(55分) 【解析対象外】	1.3	直流電源喪失時において、逃がし安 全弁用可搬型蓄電池により逃がし安 全弁(自動減圧機能付)の機能を回 復する	可搬型直流電源設備による逃がし安 全弁機能回復	常用直流電源設備	—	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(可搬型蓄電池)	×	○	○	○	—	—	—	—	SRVの機能回復の要求について、「逃が し安全弁用可搬型蓄電池」又は「可搬型 直流電源設備」のどちらかが動作可能 であれば満足できることから、どちらか一方 が動作可能であることをLCOとして設定 する。	【B設備】どちらの系統も同じ基準要求に 適合するものであり、どちらかだけでも 当該基準要求を維持できることから、互 いにB設備とする。
		逃がし安全弁機能回復 (可搬型直流電源設備)	可搬型直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	給電まで(45分) 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において、可搬 型直流電源設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし)の機能を回復す る。	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による 逃がし安全弁機能回復	常用直流電源設備	—	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(電源車)	×	○	○	○	—	—	—	—	【D設備】(自主対策設備) SRVの駆動に必要な電源が確保できな い場合でも、代替逃がし安全弁駆動装 置によりSRVを強制的に開することが できる。	
		逃がし安全弁機能回復 (高圧窒素ガス供給系)	高圧窒素ガス供給系による 窒素ガス確保	駆動源確保完了(20分) ガスボンベ交換完了(60分) 【解析対象外】	1.3	AC系からHPIN系(ポンベ側)に切替 えることで駆動ガスを確保する。窒 素ガス圧が低下した場合は、予備の 高圧窒素ガスボンベに切り替えて窒 素ガスを確保する	—	アキュムレータ圧力	—	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(窒素ガスボンベ)	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、高圧窒素ガスボンベ並 びに流路とする。また背圧対策として、窒 素ガスの供給圧力は予め設定値以上と することを要求する。	【γ設備】 アキュムレータの圧力が健全であること を担保するため、高圧窒素ガス供給圧力 が保安規定第39条に定める値であること を確認する。
		逃がし安全弁の背圧対策	—	—	1.3	想定される重大事故等の環境条件 (PCV圧力2Pd)においても確実にSRV を動作させることができるよう、あら かじめ窒素ガスの供給圧力を調整す る。	—	アキュムレータ圧力	—	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(窒素ガスボンベ)	×	○	○	○	—	—	—	—	【D設備】(自主対策設備) 逃がし安全弁の駆動に必要な窒素ガス が確保できない場合でも、代替逃がし安 全弁駆動装置によりSRVを強制的に開す ることができる。	
第39条		ISLOCA隔離弁	原子炉冷却材の漏えい箇所の 隔離	遠隔隔離(15分) 現場隔離(240分) 【4時間】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、HPCF注入隔離弁 の閉操作を実施し、破断箇所の隔離 を行う。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、保安規定第39条(非常 用炉心冷却系)で整理する。	
第49条		原子炉建屋ブローア ウトパネル(開放)	原子炉建屋原子炉区域内 の圧力上昇抑制及び環境 改善	自動開放	1.3	ISLOCA発生時において、原子炉建 屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及 び環境改善のため原子炉建屋ブ ローアウトパネルを開放する。	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	—	—	—	—	ブローアウトパネル(開放)は、原子炉建 屋(DB)の機能であり、通用される原子 炉の状態も保安規定49条(原子炉建屋) (運転、起動、高温停止、炉心変更等) に包絡される。	ブローアウトパネルの閉止機能は別途66 条で規定する。

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考	
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-( ) ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条 件 (※)
66-4-1	低圧注水	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	RHR(A)系注水(12分)【24時間後】(長期TB) RHR(B)系注水(12分)【20分】(TQUV)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MUWOポンプ並びに必要な流路とする。水源である復水貯蔵槽は他注水系統と共用することから、別にLCOを設定する。	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】のAOTについて、低圧代替注水系(可搬型)は、高圧炉心注水系又は低圧注水系による注水を実施している間(γ設備)、準備時間が確保できることから、時間短縮の補完措置は不要である。	
			低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	(12分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(可搬型)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	(12分) 【145分】(停止時SBO)	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(可搬型)(330分)	—	—	×	—	—	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	RHR(A)系注水(12分) RHR(B)系注水(12分) 【70分】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—			—
66-4-2	低圧注水	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水(4.1時間)(TBP) RHR(B)系注水(20時間後)(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は表66-19-1においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。		
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	消火系(30分)	×	—	—	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合			
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水(20時間後)(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			—
第39条	残留熱除去系(低圧注水モード)	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	—	1.4	原子炉運転中、残留熱除去系(低圧注水モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。			
第34条 第35条 第36条	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	1.4	原子炉停止中、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	—	—	※1	※2	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第34,35,36条「原子炉停止時冷却系その1~3」で整理する。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態					DB SA 統合	LCOの設定	備考	
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止				燃 料 交 換
66-5-1		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—	1.5.1.7.1.9より保安規定第66条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO対象範囲は、ベントライン並びにドレン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯設備とする。  スクラバ水補給のために使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)において、LCOを設定する。	1.5.1.7.1.9については、主要な設備が兼用されていることから、これら3条文の要求を一括りにして、SA条文の表タイトル(分類1)を構成することとする。  1.7では、技術的能力にて耐圧強化ベントの評価を実施していないため、B設備には該当しない。
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—		
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始(45分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置により排出する	耐圧強化ベント系(W/W)	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(60分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
66-5-2	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(55分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—	1.5.1.9より保安規定第66条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。LCO対象範囲は、ベントライン並びに遠隔手動設備等の付帯設備とする。  格納容器圧力逃がし装置により基準要求を維持できることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさない。	【γ設備】 1.5は、発生した熱を最終ヒートシンクへ導く設備の評価であるため、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モードについてもγ設備とする。
			現場操作(耐圧強化ベント系)	1弁あたり(45分)×3弁=(135分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—		
			耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	WWベント(60分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを耐圧強化ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—		
66-5-3		可搬型窒素供給装置	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	(8時間)	1.7	排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換する	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—	—	格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系の手順で使用する設備であるが、それぞれLCO設定した場合に動作不能時は共にLCOとなる。FV及び耐ベンの機能維持に直接関わらないことから単独で条文設定する。  AOTのγ設備は、FV及び耐ベンの同様の考えとし、D設備はA設備の代替品(予備の可搬型窒素供給装置)を設定する。	
			格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	バージ開始 (65分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生し、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ窒素ガスバージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界未満に保ち、水素爆発を防止する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—		—
66-5-4		代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系による除熱	系統構成・供給開始(9時間) 【20時間】(TW)	1.5	SBO又はLUHS時において、代替原子炉補機冷却系を用いて補機冷却水を確保する	—	原子炉補機冷却水系	—	大容量送水車(熱交換器ユニット用) (300分)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる海水直接通水(420分)  代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニット並びに必要な管路とする。大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニットは2セット分散配置が要求される。  1.11で、FPCの冷却水確保で要求されることを考慮し、適用される原子炉の状態は常時とする。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考
				手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	技術的能力 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間						DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-5-5		代替循環冷却系	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替原子炉補機冷却系系統構成・供給開始(9時間)	代替循環冷却系系統構成・運転開始(90分) 【22.5時間】(大LOCA)	1.7	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	—	—	×	○	○	○	—	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必要な流路とする。 代替原子炉補機冷却水系については他の目的でも使用することから、別表(代替原子炉補機冷却系)でLCOを規定する。 代替循環冷却系準備中に実施する低圧代替注水系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級))による原子炉への注水については別表(表66-4-2 低圧代替注水系(可搬型))にて整理する。	【γ設備】 格納容器の圧力及び温度低下が目的であるため、格納容器スプレイ冷却モードのみとする。
66-5-6	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度の監視	(25分)		1.9	—	—	代替パラメータ	—	×	○	○	○	—	—	—	表66-13-1(主要パラメータ及び代替パラメータ)にてLCO等を規定する。	
第52条 第53条		原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系による除熱	—	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉補機冷却系が健全であれば重大事故等の対処に用いる	冷温停止以降、当該設備の故障等により関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は、それぞれ該当する条文中を適用する。(現行DB条文中の運用)
66-6-1	PCV冷却	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	(25分) 【5時間】(TW)		1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	消火系(時間短縮の補完措置含む) (30分)	×	○	○	○	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必要な流路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系統と共用することから、別にLCOを設定する。	
			代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	(25分) 【2時間】(大LOCA)		1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	消火系(時間短縮の補完措置含む) (30分)	×	○	○	○	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要弁及び流路とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セツト分散配置が要求される。	
66-6-2		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)		1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要弁及び流路とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セツト分散配置が要求される。	
			代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】		1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要弁及び流路とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セツト分散配置が要求される。	
第34条 第35条 第36条		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	—	—	※1	※2	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉停止時冷却モードが健全であれば重大事故等の対処に用いる	※1:原子炉圧力が0.93MPa(gage)以下 ※2:原子炉内から全燃料が取出された場合を除く
第39条	PCV冷却	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)及び格納容器スプレイ冷却モードによる原子炉格納容器内の除熱	—	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉停止時冷却モードが健全であれば重大事故等の対処に用いる	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。
第39条		残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱	—	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。	
第39条		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱	—	—	1.6	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。	
第39条		残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱	—	—	1.6	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。	
66-7-1	溶融炉心冷却	格納容器下部注水系(常設)	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	(35分) 【3.7時間】(DCH)		1.8	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置含む)(330分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必要な流路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系統と共用することから、別にLCOを設定する。	
66-7-2		格納容器下部注水系(可搬型)	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】		1.8	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	LCO対象範囲は、必要弁及び流路とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セツト分散配置が要求される。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態						DB - SA 統合	LCOの設定	備考	
				手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条 件 (※)
66-8-1	建屋水素	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	-	1.10	静的触媒式水素再結合器により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制する	-	-	原子炉建屋トップベント(55分)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合	LCO対象範囲は、静的触媒式水素再結合器とする。動作監視装置は表66-13-1にてLCO等を規定する。	【γ設備】冷温停止、燃料交換時は原子炉注水可能なDBA設備1系列が確認できれば良いが、非常用炉心冷却系1系列(自動減圧系除く)を設定する。	
66-8-2		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度監視	-	1.10	原子炉建屋内の水素濃度の監視	-	-	代替パラメータ(他チャンネル) (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)	-	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが開の場合	LCO対象範囲は、原子炉建屋水素濃度監視設備とする。 8チャンネル全て必要であるため、表66-13-1と別にLCO設定する。AOTの完了時間については準用した設定とする。 原子炉建屋燃料取替床に設置される3チャンネルが動作不能の場合は、共通要員等により同時に動作不能となった場合と同様の措置とする。	
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用【340分】	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッダを使用する場合、可搬型スプレイヘッダを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。	プラント停止を要求しない(基本方針)
			燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	-	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用【340分】	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイヘッダは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッダであることから、常設スプレイヘッダは可搬型スプレイヘッダが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。
		燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッダを使用する場合、可搬型スプレイヘッダを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。
66-9-2	燃料プール冷却浄化系	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	(45分) 【解析対象外】	1.11	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	-	使用済燃料プールの温度上昇評価	-	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ(330分)又は可搬型スプレイヘッダ(340分))(時間短縮の補完措置含む) 残留熱除去系(最大熱負荷)	×	○	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	LCO対象範囲は、SFPの除熱に必要なFPCポンプ、FPC熱交換器並びにF/Dパイプ系に必要となる流路とする。代替原子炉補機冷却系は他系統と共用することから、別にLCOを設定する。	【γ設備】 重大事故等発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第55条の運転上の制限)に到達するまでの時間を評価する。フロントライン系のγ設備が設定できないため、電源をγ設備として設定せず。
66-9-3	使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プールの監視	SFP監視カメラ起動(20分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プール温度、水位監視	代替パラメータ	-	×	○	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	LCO対象範囲は、各計装設備とする。	プラント停止を要求しない(基本方針)

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考		
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※→[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条 件 (※)	
66-10-1	拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	1.11.1.12より保安規定第66条にLCOを設定する。LCO対象範囲は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置並びに流路(ホース)とする。6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火は、共通するSA設備があり要求される措置も同様な考えで設定できることから、1つの条文にまとめて整理する。		
			大気への放射性物質の拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバール冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—				
			航空機燃料火災への泡消火	(130分) 【解析対象外】	1.12	原子炉建屋屋周において航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火を行う	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバール冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品(泡原液搬送車等)	×	○	○	○	○	—				
66-10-2		海洋への放射性物質の拡散抑制	海洋への放射性物質の拡散抑制	(180分) 汚濁防止膜設置(24時間) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う	—	—	代替品(放射性物質吸着材等)	×	○	○	○	○	—	6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。				
66-11-1	重大事故等収束のための水源		復水貯蔵槽 保有水	(12時間)(過圧・過温破損(代替循環使用))	1.13	重大事故等のための保有水の管理	—	サブプレッション・チェンバール水位(水位確認) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	淡水貯水池からの補給(235分) 海水からの補給(325分) (時間短縮の補完措置含む)	○	○	○	○	○	※	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(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	復水貯蔵槽は、保安規定第40条とは要求される原子炉の状態、保有水の管理値等が異なるため、第66条にLCOを設定する。 サブプレッション・チェンバールはDB兼SA設備である。SAの注水系統の水源としては、代替循環冷却系として使用するため運転～高温停止時まで要求される。このため、保安規定第46条(サブプレッションプールの水位)の適用される原子炉の状態(運転～高温停止)と同等であることから、保安規定46条において整理する。		
			サブプレッション・チェンバール 保有水	—	1.13	重大事故等のための保有水の管理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	—	—	○			
66-11-2	水源	GSPへの移送設備	防火水槽を水源とした補給	(145分) 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	※	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(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	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への移送設備と、海水移送設備があり、それぞれ条文中を分けてLCO設定する。	
			淡水貯水池を水源とした補給	(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	※	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(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	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	【γ設備】 低温停止又は燃料交換の復水貯蔵槽については、5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。
66-11-3	海水移送設備		海を水源とした補給	(325分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバール(水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給(235分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	×			
			海を水源とした送水	(315分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水	—	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバール(水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池からの移送(225分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	×			
			大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	(300分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に、大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する	—	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバール(水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池から防火水槽への補給(85分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	×			
			防火水槽へ補給する水源の切替え	— 【解析対象外】	1.13	防火水槽へ淡水の供給が継続できない場合、水源を海水に切り替える。	—	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバール(水位確認)	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	×			
			淡水貯水池から海への切替え	切替時間(40分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から淡水の供給を行っている場合に、水源を海水に切り替える場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の水源切替準備を行う。	—	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバール(水位確認)	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	×			

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	通用される原子炉の状態					DB - SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止			
66-19-1	低圧代替注水系(可搬型)		建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水 【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	—
			建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残留溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—
			建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	消火系(30分)	×	—	—	—	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—
			建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—	—	—
	格納容器圧力逃がし装置		ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備)(55分)	—	×	○	○	—	—	—	—	
			ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	—	—	—	—	
			ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備)(55分)	—	×	○	○	—	—	—	—	
			ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	—	—	—	—	
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)		建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	消火系(30分)	×	○	○	—	—	—	—	
			建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	消火系(30分)	×	○	○	—	—	—	—	
	格納容器下部注水系(可搬型)		建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	消火系(30分)	×	○	○	—	—	—	—	
	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)		建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
			建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
	燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)		建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
			建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
	GSPへの移送設備		(145分) 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	
(340分) 【約12時間後】(大LOCA)			1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合		

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、2セット分散配置が要求される。  
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及びホースにより送水できること、接続口までの範囲の共通部分についてLCO設定する。

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

【DB兼用 凡例】  
○: 設備が系統単位でDBと兼用  
×: 上記以外

【DB-SA統合 凡例】  
○: 統合してDB条文にて整理  
×: 統合せずSA条文とDB条文の両方で整理。  
-: 対象外

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以 外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB - SA 統合	LCOの設定	備考	
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※→[ ] ※事象発生からの時間	DB 兼用						運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換	条 件 (※)				
66-1-1		代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	(1分以内) 【解析対象外】	1.1	原子炉圧力高又は原子炉水位低(L2) の信号により作動し、自動で制御棒を 緊急挿入する。中央制御室からの手 動操作も可能。	-	-	原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機 能(1分以内) ほう酸水注入系(1分以内) 自動減圧系起動阻止スイッチ(1分以 内)	-	×	○	○	-	-	-	-	-	LCO対象範囲は、代替制御棒挿入機能ロ ジック(手動含む)からARI電磁弁までとす る。制御棒、制御棒駆動機構は制御棒挿 入機能として設計基準事故対処設備の機 能を期待するものであることから、22条(制 御棒のスクラム機能)にて整理する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOTを 参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【C設備】有効性評価TCにて自動スクラム 機能を期待するものであることから、左記の3つの設 備にて事象収束する手順として「and」で設定する。
66-1-2	ATWS緩和 設備	代替冷却材再循環ポン プトリップ機能	原子炉冷却材再循環ポン プ停止による原子炉出力抑制	(1分以内) 【自動起動】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、原子炉圧力 高、原子炉水位低(L3)、原子炉水位 低(L2)の信号によりRIPを自動で停止 させて原子炉出力を抑制する。中央 制御室からの手動操作も可能。	-	-	代替制御棒挿入機能(1分以内)	-	×	○	○	-	-	-	-	-	LCO対象範囲は、代替冷却材再循環ポン プトリップ機能ロジック(手動含む)とす る。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOTを 参考とする場合のAOT)に基づき設定。
第24条		ほう酸水注入系	ほう酸水注入	(1分) 【11分】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、RIP停止の 対応手段により原子炉出力を抑制し た後、中央制御室からの手動操作に よりSLCを起動する。	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	-	-	-	-	○	SLCは1.1.1.2.1.8で関係するDB兼SA設備 であるが、1.1の要求については、系統と しての目的(原子炉停止機能)及び適用され る原子炉の状態が保安規定24条と同等で あることから、保安規定24条で整理する。	1.2.1.8は66条で整理。
66-2-3		ほう酸水注入系	ほう酸水注入系による進展 抑制	(20分) 【解析対象外】	1.2	HPCF喪失時又はSBO時において、 HPAC及びRCICにより原子炉水位低 (L3)以上に維持できない場合に、ほう 酸水注入を実施する。	-	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	-	○	○	○	○	-	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	×	1.2.1.8の要求を考慮すると、保安規定第24 条(ほう酸水注入系)の適用される原子炉 の状態(運転、起動)よりも拡張されること から、保安規定第66条では運転、起動及 び高温停止においてLCOを設定する。	【γ設備】(1.2.1.8) 1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCF又は RCICを設定する。 1.8は、炉心損傷後に使用することから、炉 心損傷に至らせないことを目的に、1.2で 設定したHPCF又はRCICを1.8も同様に設定 し、DBの注水機能を確保する。 当該システムを復旧する完了時間は、保安規 定24条にSLC系を復旧させる措置の完了 時間が8時間で定められているため、同 様に「8時間」とする。 SLCタンクがLCO逸脱時は、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。
66-2-1		高圧代替注水系(中操 起動)	高圧代替注水系の中央制御 室からの操作による発電用 原子炉の冷却	(15分) 【25分】(TBU,TBD)	1.2	RCIC及びHPCF故障時に、中央制御 室からの操作により、注水を実施す る。	-	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	-	×	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	-	1.2.1.8よりLCO設定する。中央制御室から の遠隔起動を要求し、現場での手動起動 の要求は別にLCO設定する。	【γ設備】RCICとHPCFの2択であるが、 HPACとRCICは共通要因で故障する可能 性があり得る(蒸気ラインが一部共用のた め)ことから、駆動源の異なるHPCFを優先 とする。
	高圧注水	高圧代替注水系による原子 炉圧力容器への注水	高圧代替注水系による原子 炉圧力容器への注水	(15分) 【解析対象外】	1.8	SBO時、RCIC及びHPCFによる注水 ができない場合は、溶融炉心の原子 炉格納容器下部への落下を遅延又は 防止するため、HPACの電源を確保 し、注水する。	-	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	-	×	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	-	なお、高圧代替注水系(中操起動)につ いては、直接の設備要求はないが、有効性 評価(TBD,TBU)においてRCICの機能喪失 を想定した場合に、当該設備が要求され ることから、RCICをB設備として設定しな いこととする。	【C設備】 RCICはDB拡張設備であるが、DB拡張もSA設 備の一つとして、C設定が可能と整理。
66-2-2		高圧代替注水系(現場 起動)	高圧代替注水系の現場操作 による発電用原子炉の冷却	(40分以内) 【解析対象外】	1.2	HPCF喪失時に、中央制御室からの 操作によりHPACを起動できない場合 は、現場での人力による弁の操作に より起動する。	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	-	×	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	-	現場手動起動できることは、具体的には 必要な電動弁の手動操作レバー及びハ ンドルの操作により現場起動できること をいう。	1.2の現場での手動起動の要求について、 HPAC又はRCICのどちらかが現場手動起 動可能であれば満足できることから、い ずれかが現場手動起動できることを、LCO として設定する。
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	原子炉隔離時冷却系の現場 操作による発電用原子炉の 冷却	(90分以内) 【解析対象外】	1.2	SBO及び直流喪失に加え、HPACが 起動できない場合には、現場での人 力による弁の開操作によりRCICを起 動する。	高圧代替注水系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	-	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	×	【γ設備】 手動操作レバー及びハンドルを規定す るため、電源の確認は不要とする。	
第39条		原子炉隔離時冷却系 (中操起動)	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TBP等)	1.2	自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりRCICを起動する。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	-	-	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	○	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特になく保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	
第39条		高圧炉心注水系	高圧炉心注水系による発電 用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TW,ISLOCA等)	1.2	自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりHPCFを起動する。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	-	-	-	○	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特になく保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-3-1	原子炉の減 圧	代替自動減圧機能	減圧の自動化	(速やか) 【19分後に作動】(TQUX)	1.3	ADSの故障により減圧ができない場合は、代替ADSによりSRV(ADS機能付き)4個(C,H,N,T)を開し、減圧する。	—	逃がし安全弁(手動減圧)(1分以内)	—	×	○	○	○	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	LCO対象範囲は、代替自動減圧機能ロジック(要素含む)とする。ADSのアクシムレータ及び逃がし弁は39条にて整理する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOTを参考とする場合のAOT)のARIを参考に設定。
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	(1分以内) 【4分】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、ADS起動阻止スイッチによりADS及び代替ADSによる減圧を阻止する。	—	代替制御棒挿入機能(1分以内)	—	×	○	○	—	—	—	—	自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧機能の一部として、1.3を兼ねることから、本表にて規定する。	
66-3-2	逃がし安全弁 (手動減圧)	手動操作による減圧(逃がし安全弁)	(1分以内) 【解析対象外】	1.3	SRVを手動操作し原子炉の減圧を行う。(急速減圧時に最大8個)	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	○	○	○	○	—	—	—	動作可能な主蒸気逃がし安全弁8個未満となった場合、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が少なくとも1個以上、動作不能となっていることから、条件Aは保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)においてLCO要求があるが、逃がし弁機能、安全弁機能及び自動減圧機能を規定するものであり、手動減圧機能の要求はない。従って、SA要求として手動減圧機能を本表にて規定する。	動作可能な主蒸気逃がし安全弁8個未満となった場合、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が少なくとも1個以上、動作不能となっていることから、条件Aは保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)においてLCO要求があるが、逃がし弁機能、安全弁機能及び自動減圧機能を規定するものであり、手動減圧機能の要求はない。従って、SA要求として手動減圧機能を本表にて規定する。	
		高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止	(1分以内) 【1.4時間】(DCH)	1.3	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱によるPCV破損を防止するため、SRVを使用した中央制御室からの手動操作による減圧を行う。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	○	○	○	○	—	—	—	保安規定第39条に準じて設定する。(第30条では10日間以内に復旧することのみを要求しており、要求される措置の内容は第39条に包摂される。)	自動減圧系もLCO対象弁のため、γ設備に設定せず。(左記「γ設備」欄については、39条の考えをもとに記載している。)	
		発電用原子炉の減圧(インターフェイスシステムLOCA発生時)	(1分以内) 【15分】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、破断箇所の特定又は隔離ができず、かつ復水器が使用不可能な場合はSRVにより急速減圧を実施することで、R/Bへの原子炉冷却材漏えい量を抑制する。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	○	○	○	○	—	—	—	8個を所要数とする。		
66-3-3	原子炉の減 圧	逃がし安全弁機能回復(逃がし安全弁用可搬型蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	給電まで(55分) 【解析対象外】	1.3	直流電源喪失時において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁(自動減圧機能付)の機能を回復する	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常用直流電源設備	—	×	○	○	○	—	—	SRVの機能回復の要求について、「逃がし安全弁用可搬型蓄電池」又は「可搬型直流電源設備」のどちらかが動作可能であれば満足できることから、どちらか一方が動作可能であることをLCOとして設定する。	【B設備】どちらの系統も同じ基準要求に適合するものであり、どちらかだけでも当該基準要求を維持できることから、互いにB設備とする。	
		逃がし安全弁機能回復(可搬型直流電源設備)	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	給電まで(455分) 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の機能を回復する。	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	常用直流電源設備	—	×	○	○	○	—	—			
		逃がし安全弁機能回復(高圧窒素ガス供給系)	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	駆動源確保完了(20分) ガスポンベ交換完了(60分) 【解析対象外】	1.3	AC系からHPIN系(ポンベ側)に切替えることで駆動ガスを確保する。窒素ガス圧が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えて窒素ガスを確保する	—	アキュムレータ圧力	代替品(窒素ガスポンベ)	×	○	○	○	—	—	—	LCO対象範囲は、高圧窒素ガスポンベ並びに流路とする。また背圧対策として、窒素ガスの供給圧力は予め設定値以上とすることを要求する。	【γ設備】アキュムレータの圧力が健全であることを担保するため、高圧窒素ガス供給圧力が保安規定第39条に定める値であることを確認する。
		逃がし安全弁の背圧対策	—	1.3	想定される重大事故等の環境条件(PCV圧力2Pd)においても確実にSRVを作動させることができるよう、あらかじめ窒素ガスの供給圧力を調整する。	—	アキュムレータ圧力	代替品(窒素ガスポンベ)	×	○	○	○	—	—	—			
第39条		ISLOCA隔離弁	原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	遠隔隔離(15分) 現場隔離(240分) 【4時間】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、HPCF注入隔離弁の閉操作を実施し、破断箇所の隔離を行う。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、保安規定第39条(非常用炉心冷却系)で整理する。	
第49条		原子炉建屋ブローアウトパネル(開放)	原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	自動開放	1.3	ISLOCA発生時において、原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善のため原子炉建屋ブローアウトパネルを開放する。	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	—	—	ブローアウトパネル(開放)は、原子炉建屋(DB)の機能であり、適用される原子炉の状態も保安規定49条(原子炉建屋)(運転、起動、高温停止、炉心変更等)に包摂される。	ブローアウトパネルの閉止機能は別途66条で規定する。

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-4-1	低圧注水	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	RHR(A)系注水(12分)【24時間後】(長期TB) RHR(B)系注水(12分)【20分】(TQUV)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必要な流路とする。水源である復水貯蔵槽は他注水系統と共用することから、別にLCOを設定する。	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】のAOTについて、低圧代替注水系(可搬型)は、高圧炉心注水系又は低圧注水系による注水を実施している間(γ設備)、準備時間が確保できることから、時間短縮の補完措置は不要である。	
			低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	(12分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(可搬型)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	(12分) 【145分】(停止時SBO)	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(可搬型)(330分)	—	×	—	—	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	RHR(A)系注水(12分) RHR(B)系注水(12分) 【70分】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—			—
66-4-2	低圧注水	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は表66-19-1においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。		
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	—	×	—	—	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—			—
第39条		残留熱除去系(低圧注水モード)	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	—	1.4	原子炉運転中、残留熱除去系(低圧注水モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	○	○	○	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。		
第34条 第35条 第36条		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	1.4	原子炉停止中、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	—	※1	○	※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第34.35.36条「原子炉停止時冷却系その1~3」で整理する。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-5-1		格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—	1.5.1.7.1.9より保安規定第66条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO対象範囲は、ベントライン並びにドレン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯設備とする。  スクラバ水補給のために使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)において、LCOを設定する。	1.5.1.7.1.9については、主要な設備が兼用されていることから、これら3条文の要求を一括りにして、SA条文の表タイトル(分類1)を構成することとする。  1.7では、技術的能力にて耐圧強化ベントの評価を実施していないため、B設備には該当しない。
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—		
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始(45分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置により排出する	耐圧強化ベント系(W/W)	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(60分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
66-5-2	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(55分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—	1.5.1.9より保安規定第66条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。LCO対象範囲は、ベントライン並びに遠隔手動設備等の付帯設備とする。  格納容器圧力逃がし装置により基準要求を維持できることから、格納容器圧力逃がし装置が動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさない。	【γ設備】 1.5は、発生した熱を最終ヒートシンクへ導く設備の評価であるため、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モードについてもγ設備とする。
			現場操作(耐圧強化ベント系)	1弁あたり(45分)×3弁=(135分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—		
			耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	WWベント(60分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを耐圧強化ベント系により排出する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(ポンペ)	×	○	○	○	—	—		
66-5-3		可搬型窒素供給装置	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	(8時間)	1.7	排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換する	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—	—	格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系の手順で使用される設備であるが、それぞれLCO設定した場合に動作不能時は共にLCOとなる。FV及び耐ベンの機能維持に直接関わらないことから単独で条文設定する。	AOTのγ設備は、FV及び耐ベンの同様の考えとし、D設備はA設備の代替品(予備の可搬型窒素供給装置)を設定する。
			格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	バージ開始(65分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生し、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ窒素ガスバージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界未満に保ち、水素爆発を防止する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—	—		
66-5-4		代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系による除熱	系統構成・供給開始(9時間) 【20時間】(TW)	1.5	SBO又はLUHS時において、代替原子炉補機冷却系を用いて補機冷却水を確保する	—	原子炉補機冷却水系	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニット並びに必要な管路とする。大容量送水車(熱交換器ユニット用)、熱交換器ユニットは2セット分散配置が要求される。  1.11で、FPCの冷却水確保で要求されることを考慮し、適用される原子炉の状態は常時とする。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以 外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態							DB - SA 統合	LCOの設定	備考	
				手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換	条 件 (※)				
66-5-5	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発	代替循環冷却系	代替循環冷却系による原子 炉格納容器内の減圧及び除 熱	代替原子炉補機冷却系系統構 成・供給開始(9時間)	1.7	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッション・チェンバール冷却 モード)	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な流路とする。 代替原子炉補機冷却系については他の 目的でも使用することから、別表(代替原 子炉補機冷却系)でLCOを規定する。 代替循環冷却系準備中に実施する低圧代 替注水系(可搬型)による原子炉への注水につ いては別表(表66-4-2 低圧代替注水系(可 搬型))にて整理する。	【γ設備】 格納容器の圧力及び温度低下が目的で あるため、格納容器スプレイ冷却モード のみとする。	
66-5-6			格納容器内の水素濃度 及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度の監 視	(25分)	1.9	—	—	代替パラメータ	—	×	○	○	○	—	—	—	—	表66-13-1(主要パラメータ及び代替パラ メータ)にてLCO等を規定する。	
第52条 第53条		原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系による除 熱	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第52条「残留熱除去系及び 残留熱除去冷却海水系」、第53条「非常用 ディーゼル発電設備冷却系」で整理する。	冷温停止以降、当該設備の故障等により 関連する設備が運転上の制限を満足して いないと判断した場合は、それぞれ該当す る条文を適用する。(現行DB条文中の運用)	
66-6-1	PCV冷却	代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)	代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷前)	(25分) 【5時間】(TW)	1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条 にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な流路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系と共 用することから、別にLCOを設定する。		
			代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷後)	(25分) 【2時間】(大LOCA)	1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条 にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とす る。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-1においてLCO設定し、2セット分散 配置が要求される。	
66-6-2		代替格納容器スプレイ 冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)	1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	—	×	○	○	○	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条 にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とす る。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-1においてLCO設定し、2セット分散 配置が要求される。		
			代替格納容器スプレイ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 後)	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.6	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) (25分)	—	×	○	○	○	—	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定66条 にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とす る。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-1においてLCO設定し、2セット分散 配置が要求される。	
第34条 第35条 第36条	PCV冷却	残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止 時冷却モード)による発電用 原子炉からの除熱	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	—	—	※1	○	※2	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第34.35.36条「原子炉停止 時冷却系その1〜3」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)及び格納容器スプレイ 冷却モード)による原子炉格 納容器内の除熱	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却系 その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(サブプレ ッション・チェンバール水 冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)及び格納容器スプレイ 冷却モード)による原子炉格 納容器内の除熱	—	1.5	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却系 その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(格納容器ス プレイ冷却モード)による原 子炉格納容器内の除熱	—	1.6	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却系 その1」で整理する。	
第39条		残留熱除去系(サブプレ ッション・チェンバール水 冷却モード)	残留熱除去系(サブプレッ ション・チェンバール水冷却 モード)によるサブプレッ ション・チェンバールの除熱	—	1.6	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却系 その1」で整理する。	
66-7-1	溶融炉心 冷却	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系(常設) による原子炉格納容器下 部への注水	(35分) 【3.7時間】(DCH)	1.8	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置含む)(330分)	—	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な流路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系と共 用することから、別にLCOを設定する。		
66-7-2		格納容器下部注水系 (可搬型)	格納容器下部注水系(可搬 型)による原子炉格納容器下 部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.8	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	—	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とす る。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-1においてLCO設定し、2セット分散 配置が要求される。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱時のSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以 外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB — SA 統合	LCOの設定	備考		
				手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条件 (※)	
66-8-1		静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	—	1.10	静的触媒式水素再結合器により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制する	—	—	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—	LCO対象範囲は、静的触媒式水素再結合器とする。動作監視装置は表66-13-11にてLCO等を規定する。	【γ設備】冷温停止、燃料交換時は原子炉注水可能なDBA設備1系列が確認できれば良いが、非常用炉心冷却系1系列(自動減圧系除く)を設定する。	
66-8-2	建屋水素	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度監視	—	1.10	原子炉建屋内の水素濃度の監視	—	代替パラメータ (他チャンネル) (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—	LCO対象範囲は、原子炉建屋水素濃度監視設備とする。 8チャンネル全て必要であるため、表66-13-1と別にLCO設定する。AOTの完了時間については準用した設定とする。 原子炉建屋燃料取替床に設置される3チャンネルが動作不能の場合は、共通要員等により同時に動作不能となった場合と同様の措置とする。		
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系 (常設スプレッドヘッド)	燃料プール代替注水系による常設スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	— (※B設備設定が可能であり、可搬型スプレッドヘッドが動作可能であればLCO逸脱を満足しているとしていたが、すべてのSA設備をLCO設定する必要があるため、可搬型及び常設両方が動作可能であることを運転上の制限とした。)	—	可搬型スプレッドヘッド使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ) (消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	燃料プール代替注水系には常設スプレッドヘッドを使用する場合、可搬型スプレッドヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレッド機能等を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレッドヘッド及び可搬型スプレッドヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレッドラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレッドヘッドであることから、常設スプレッドヘッドは可搬型スプレッドヘッドが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。 【D設備】 大量の水の漏えいを想定した場合については、技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが、使用済燃料プール水位低下の抑制を期待できることから、D設備として設定する。なお、消火系による補給については、その手段が確保されていることを速やかに確認することとし、AOT延長には用いていない。	
			燃料プール代替注水系による常設スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレッド	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレッド	— (※B設備設定が可能であり、可搬型スプレッドヘッドが動作可能であればLCO逸脱を満足しているとしていたが、すべてのSA設備をLCO設定する必要があるため、可搬型及び常設両方が動作可能であることを運転上の制限とした。)	—	可搬型スプレッドヘッド使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) (消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	燃料プール代替注水系には常設スプレッドヘッドを使用する場合、可搬型スプレッドヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレッド機能等を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレッドヘッド及び可搬型スプレッドヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレッドラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレッドヘッドであることから、常設スプレッドヘッドは可搬型スプレッドヘッドが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。 【D設備】 大量の水の漏えいを想定した場合及びサイフォンによる漏えいの防止については、技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが、使用済燃料プール水位低下の抑制を期待できることから、D設備として設定する。なお、消火系による補給については、その手段が確保されていることを速やかに確認することとし、AOT延長には用いていない。	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	—	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	常設スプレッドヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) (消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	燃料プール代替注水系には常設スプレッドヘッドを使用する場合、可搬型スプレッドヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレッド機能等を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレッドヘッド及び可搬型スプレッドヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレッドラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレッドヘッドであることから、常設スプレッドヘッドは可搬型スプレッドヘッドが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。 【D設備】 大量の水の漏えいを想定した場合及びサイフォンによる漏えいの防止については、技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが、使用済燃料プール水位低下の抑制を期待できることから、D設備として設定する。なお、消火系による補給については、その手段が確保されていることを速やかに確認することとし、AOT延長には用いていない。
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレッドヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレッド	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレッド	—	—	使用済燃料プール温度、水位監視	—	常設スプレッドヘッド使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) (消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	燃料プール代替注水系には常設スプレッドヘッドを使用する場合、可搬型スプレッドヘッドを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレッド機能等を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレッドヘッド及び可搬型スプレッドヘッドは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレッドラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレッドヘッドであることから、常設スプレッドヘッドは可搬型スプレッドヘッドが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。 サイフォン防止機能については、共11において使用済燃料プールに含むとあることから、系に含まれる設備として整理する。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。 【D設備】 大量の水の漏えいを想定した場合及びサイフォンによる漏えいの防止については、技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが、使用済燃料プール水位低下の抑制を期待できることから、D設備として設定する。なお、消火系による補給については、その手段が確保されていることを速やかに確認することとし、AOT延長には用いていない。
66-9-2		燃料プール冷却浄化系	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	(45分) 【解析対象外】	1.11	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	—	—	燃料プール代替注水系 (常設スプレッドヘッド(340分))又は可搬スプレッドヘッド(340分)) (時間短縮の補完措置含む) 残留熱除去系(最大熱負荷)	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	LCO対象範囲は、SFPの除熱に必要なFPCポンプ、FPC熱交換器並びにF/D/バイパス運転に必要な管路とする。代替原子炉補機冷却系は他系統と共用することから、別にLCOを設定する。	プラント停止を要求しない(基本方針) 【γ設備】 重大事象発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第55条の運転上の制限)に到達するまでの時間を評価する。フロントライン系のγ設備が設定できないため、電源をγ設備として設定せず。		
66-9-3		使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プールの監視	SFP監視カメラ起動 (20分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールの監視	—	代替パラメータ	—	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	—	LCO対象範囲は、各計装設備とする。	プラント停止を要求しない(基本方針)		

表No.	分類1	対応手段				B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考
		分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※-[ ] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-10-1	拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	1.11.1.12より保安規定第66条にLCOを設定する。LCO対象範囲は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置並びに流路(ホース)とする。6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火は、共通するSA設備があり要求される措置も同様な考えで設定できることから、1つの条文中にまとめて整理する。
			大気への放射性物質の拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—		
		航空機燃料火災への泡消火	航空機燃料火災への泡消火	(130分) 【解析対象外】	1.12	原子炉建屋周辺において航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火を行う。	—	—	代替品(泡原液搬送車等)	×	○	○	○	○	○	—		
66-10-2	海洋への放射性物質の拡散抑制	海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材設置(180分) 汚濁防止膜設置(24時間) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	—	代替品(放射性物質吸着材等)	×	○	○	○	○	○	—	6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。		
66-11-1	重大事故等収束のための水源	—	復水貯蔵槽 保有水	【12時間(過圧・過温破損(代替循環使用))】	1.13	重大事故等のための保有水の管理	—	—	—	○	○	○	○	○	※	復水貯蔵槽は、保安規定第40条とは要求される原子炉の状態、保有水の管理値等が異なるため、第66条にLCOを設定する。 サブプレッション・チェンバールはDB兼SA設備である。SAの注水系統の水源としては、代替循環冷却系として使用するため運転～高温停止時まで要求される。このため、保安規定第46条(サブプレッションプールの水位)の適用される原子炉の状態(運転～高温停止)と同等であることから、保安規定46条において整理する。		
			サブプレッション・チェンバール 保有水	—	1.13	重大事故等のための保有水の管理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	—		—	
66-11-2	CSPへの移送設備	—	防火水槽を水源とした補給	(145分) 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	※	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への移送設備と、海水移送設備があり、それぞれ条文中を分けてLCO設定する。 【γ設備】 冷温停止又は燃料交換については、5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。		
			淡水貯水池を水源とした補給	(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	—	代替品(ホース)	×	○	○	○	○	※			
66-11-3	水源	—	海を水源とした補給	(325分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への移送と、海水からの移送があり、それぞれ条文中を分けてLCO設定する。 【γ設備】 冷温停止又は燃料交換の復水貯蔵槽については5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。	
			海を水源とした送水	(315分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—		
			大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	(300分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に、大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—		
			防火水槽へ補給する水源の切替え	— 【解析対象外】	1.13	防火水槽へ淡水の供給が継続できない場合、水源を海水に切り替える。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—		
			淡水貯水池から海への切替え	切替時間(40分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から淡水の供給を行っている場合に、水源を海水に切り替える場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の水源切替準備を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態					DB- SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力( ) 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止			
66-19-1	低圧代替注水系(可搬型)		低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	—
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合 又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	—	×	—	—	—	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合 又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	—
	格納容器圧力逃がし装置			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W)(B設備)(55分)	—	×	○	○	○	—	—	
				格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—
				現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W)(B設備)(55分)	—	×	○	○	○	—	—
				現場操作(格納容器圧力逃がし装置)	ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブレーション・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)			代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時に、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)(サブレーション・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(25分)	—	×	○	○	○	—	—	
				代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.6	炉心損傷後が発生した後、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時に、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)(サブレーション・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(25分)	—	×	○	○	○	—	—
	格納容器下部注水系(可搬型)			格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	—	×	○	○	○	—	—	
	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)			燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプ)(消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
				燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級)(消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間
	燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)			燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級)(消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	
				燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級)(消火系による補給(30分))	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間
	CSPへの移送設備			防火水槽を水源とした補給	(145分) 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	×	○	○	○	○	※ 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合 又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	
				淡水貯水池を水源とした補給	(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	×	○	○	○	○	※ 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合 又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	

【D設備】  
1.11について、大量の水の漏えいを想定した場合及びサイフォンによる漏えいの防止については、技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが、使用済み燃料プール水位低下の抑制を期待できることから、D設備として設定する。なお、消火系による補給については、その手段が確保されていることを速やかに確認することとしており、AOT延長には用いていない。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、2セット分散配置が要求される。  
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及びホースにより送水できること、接続口までの範囲の共通部分についてLCO設定する。