

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [技術的能力 1.0.15 原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉は、サプレッション・プール浄化系を有しない		
②	東海第二は「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」で原子炉浄化系による除熱を記載		
③	残留熱除去系は、BWRは2系統、ABWRは3系統		
④	柏崎6/7は、原子炉冷却材浄化系のページ水として制御棒駆動系を用いているが、島根2号炉はページ水不要		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.15</p> <p style="text-align: center;"><u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u></p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について <目次></p> <p>1. 考慮すべき事項..... 1.0.15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段..... 1.0.15-3</p> <p> (1) <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段について</u>..... 1.0.15-3</p> <p> (2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>..... 1.0.15-4</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について..... 1.0.15-8</p> <p> (1) <u>循環冷却時の線量低減の対応について</u>..... 1.0.15-8</p> <p> (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>..... 1.0.15-10</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>..... 1.0.15-11</p> <p> (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>..... 1.0.15-11</p> <p> (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>..... 1.0.15-11</p> <p>5. <u>可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</u>..... 1.0.15-20</p> <p>5.1 <u>可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について</u>..... 1.0.15-21</p> <p> (1) <u>可搬型格納容器除熱系統の概要について</u>..... 1.0.15-21</p> <p> (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1.0.15-22</p> <p> (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u>..... 1.0.15-24</p> <p>5.2 <u>可搬型熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱について</u>..... 1.0.15-24</p> <p> (1) <u>可搬型熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱の概要について</u>..... 1.0.15-24</p> <p> (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1.0.15-27</p> <p> (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u>..... 1.0.15-27</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.15</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について <目次></p> <p>はじめに.....1.0.15-1</p> <p>1. 考慮すべき事項.....1.0.15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段.....1.0.15-4</p> <p> (1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u>.....1.0.15-4</p> <p> (2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>.....1.0.15-11</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について.....1.0.15-13</p> <p> (1) <u>代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について</u>.....1.0.15-13</p> <p> (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>.....1.0.15-19</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>.....1.0.15-20</p> <p> (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>.....1.0.15-20</p> <p> (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>.....1.0.15-20</p> <p>5. <u>残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について</u>.....1.0.15-29</p> <p> (1) <u>可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要</u>.....1.0.15-30</p> <p> (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>.....1.0.15-37</p> <p> (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応</u>.....1.0.15-38</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.15</p> <p style="text-align: center;"><u>島根原子力発電所2号炉</u></p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について <目次></p> <p>はじめに..... 1.0.15-1</p> <p>1. 考慮すべき事項..... 1.0.15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段..... 1.0.15-2</p> <p> (1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u>..... 1.0.15-2</p> <p> (2) <u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>..... 1.0.15-4</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について..... 1.0.15-7</p> <p> (1) <u>残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について</u>..... 1.0.15-7</p> <p> (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>..... 1.0.15-9</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>..... 1.0.15-9</p> <p> (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>..... 1.0.15-9</p> <p> (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>..... 1.0.15-10</p> <p>5. <u>可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</u>..... 1.0.15-19</p> <p>5.1 <u>可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について</u>..... 1.0.15-19</p> <p> (1) <u>可搬型格納容器除熱系統の概要について</u>..... 1.0.15-19</p> <p> (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1.0.15-20</p> <p> (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応</u>..... 1.0.15-23</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、サプレッション・プール浄化系を有しない（以下、①の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5.3 <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について</u>..... 1.0.15-28</p> <p>(1) <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の概要について</u>..... 1.0.15-28</p>		<p>5.2 <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について</u> 1.0.15-23</p> <p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について</u> 1.0.15-23</p> <p>5.3 <u>原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱について</u>..... 1.0.15-25</p> <p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱の概要について</u>..... 1.0.15-25</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」で原子炉浄化系による除熱を記載（以下、②の相違）</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱について記載</p>
<p>6. 外部からの支援について..... 1.0.15-30</p>	<p>6. 外部からの支援について.....1.0.15-39</p>	<p>6. 外部からの支援について 1.0.15-27</p>	
<p><u>参考資料1：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について</u>..... 1.0.15-31</p>			<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>東京電力固有設備の説明資料</p>

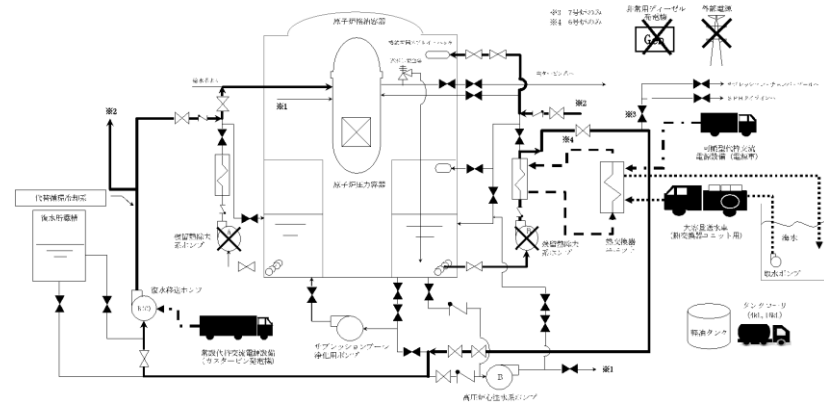
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握 ・原子炉施設の除染の実施 ・原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施 ・放射性物質の追加放出の防止 等 <p>発電所対策本部は、召集した緊急時対策要員により、復旧計画に基づき災害発生後の中長期対応を行う。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な復旧対策を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 格納容器過圧破損・過温破損事象等においては、代替循環冷却系及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことで、格納容器圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能となる。サプレッション・チェンバ・プール温度が原子炉格納容器の最高使用温度に近い状態で長期にわたり継続するが、格納容器温度については、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される150℃を下回っている。</p>	<p>はじめに</p> <p>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>東海第二発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画第12編原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>東海第二発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握 ・原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施 ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施 <p>東海第二発電所災害対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また本店総合災害対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。</p>	<p>はじめに</p> <p>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握 ・原子炉施設の除染の実施 ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施 ・放射性物質の追加放出の防止 ・各復旧対策の実施体制及び復旧に関する工程 <p>緊急時対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また緊急時対策総本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、残留熱代替除去系及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。ドライウェル主フランジや機器搬入口に使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7,東海第二】 復旧計画の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器ハッチ類のシール材の評価を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>代替循環冷却系の運転に使用するサブプレッション・チェンバからの吸込配管の温度は設計温度を十分に下回っているとともに、復水移送ポンプの予備機確保、同ポンプ及び操作が必要となる電動弁（原子炉及び原子炉格納容器内への注水量の調節弁）の駆動電源多様化による冗長性確保、系統配管の耐震健全性確認による信頼性確保を行っている。</u></p> <p><u>このため、代替循環冷却系の設備全体として十分な信頼性を有していると考えているが、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討が必要である。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に代替循環冷却運転を実施することに対しては、現場の作業環境への影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、代替循環冷却運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。</u></p> <p>(4) <u>代替循環冷却系により格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを解析にて確認しているものの、最終的には残留熱除去系の復旧が必要である。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を低く安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系が有効な手段であるが、ともに残留熱除去系熱交換器を用いており、この残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討が必要である。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上を踏まえ、(1)、(2)の詳細検討として「2. 原子炉格納容器の冷却手段」において、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」及び「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)について「6. 外部からの支援について」にて示す。</p>	<p>また、<u>代替循環冷却系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することによる負の影響として、建屋内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。</u></p> <p>(4) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。</p>	<p><u>込め機能を長期的に維持することが可能である。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に残留熱代替除去系の運転を実施することによる負の影響として、建物内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。</u></p> <p>(4) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態を保つためには、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、SA専用設備（残留熱代替除去系）を設置</p>

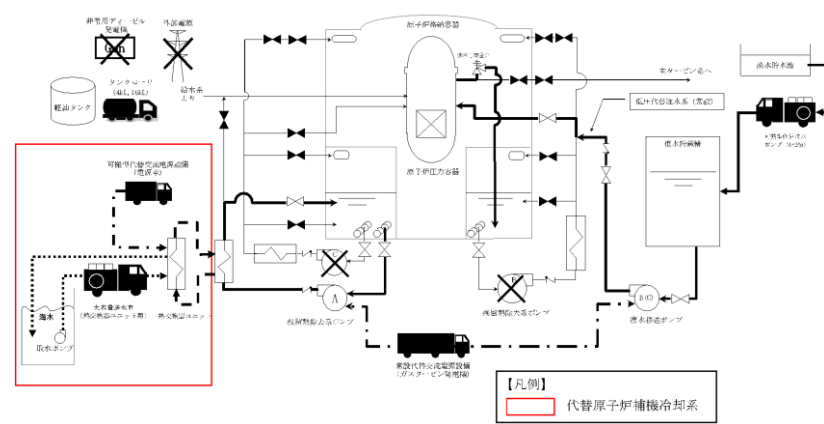
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における格納容器除熱手段について</u></p> <p>福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉では多様な格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1表に格納容器除熱手段を示す。また、第1-1図、第1-2図、第1-3図及び第1-4図に格納容器除熱手段の概要図を示す。</p> <p>第1表に示すとおり、<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり、多様性を有している。</u></p>	<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u></p> <p>福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>東海第二発電所では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1.0.15-1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1.0.15-1図、第1.0.15-2図、第1.0.15-3図、第1.0.15-4図及び第1.0.15-5図に<u>原子炉格納容器除熱手段の概要図</u>を示す。</p> <p>第1.0.15-1表に示すとおり、<u>東海第二発電所では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。</u></p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、<u>サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第1.0.15-2表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、それぞれ多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。</u></p>	<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u></p> <p>東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>島根原子力発電所 2号炉では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図～第4図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。</p> <p>第1表に示すとおり、<u>島根原子力発電所 2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第2表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納容器除熱手段及び補機冷却系について記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系が1系統のため、サポート系に対して除熱手段が1系統のみ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																			
<p>第1表 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段</p> <table border="1"> <tr> <th colspan="3">柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段</th> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>代替循環冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(A)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(B)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(C)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段</td> <td>格納容器</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ベント</td> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>○</td> </tr> </table>	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○	代替原子炉補機冷却系	○	残留熱除去系(A)	△	残留熱除去系(B)	△	残留熱除去系(C)	△	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△	原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器	格納容器圧力逃がし装置	○	ベント	耐圧強化ベント系	○	<p>第1.0.15-1表 原子炉格納容器除熱手段</p> <table border="1"> <tr> <th colspan="3">除熱手段</th> </tr> <tr> <td rowspan="8">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>残留熱除去系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系海水系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替残留熱除去系海水系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル内ガス冷却装置</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>○</td> </tr> </table>	除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱除去系A系/B系	○	代替循環冷却系A系/B系	○	残留熱除去系海水系A系/B系	○	緊急用海水系	○	代替残留熱除去系海水系	△	原子炉冷却材浄化系	△	ドライウェル内ガス冷却装置	△	格納容器圧力逃がし装置	○	原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置	○	耐圧強化ベント系	○	<p>第1表 島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段</p> <table border="1"> <tr> <th colspan="3">島根原子力発電所2号炉の除熱手段</th> </tr> <tr> <td rowspan="5">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>残留熱代替除去系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>A-残留熱除去系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>B-残留熱除去系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段</td> <td>格納容器フィルタベント系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>△</td> </tr> </table>	島根原子力発電所2号炉の除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○	原子炉補機代替冷却系	○	A-残留熱除去系	△	B-残留熱除去系	○	ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△	原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○	耐圧強化ベント系	△	<ul style="list-style-type: none"> 設備設計の相違 【柏崎6/7】 残留熱除去系は, BW Rは2系統, ABWRは3系統(以下, ③の相違) 設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は, 原子炉冷却材浄化系のパージ水として制御棒駆動系を用いているが, 島根2号炉はパージ水不要(以下, ④の相違) 運用の相違
柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段																																																																						
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○																																																																				
	代替原子炉補機冷却系	○																																																																				
	残留熱除去系(A)	△																																																																				
	残留熱除去系(B)	△																																																																				
	残留熱除去系(C)	△																																																																				
	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△																																																																				
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																			
	ベント	耐圧強化ベント系	○																																																																			
除熱手段																																																																						
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱除去系A系/B系	○																																																																				
	代替循環冷却系A系/B系	○																																																																				
	残留熱除去系海水系A系/B系	○																																																																				
	緊急用海水系	○																																																																				
	代替残留熱除去系海水系	△																																																																				
	原子炉冷却材浄化系	△																																																																				
	ドライウェル内ガス冷却装置	△																																																																				
	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																				
原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																				
	耐圧強化ベント系	○																																																																				
島根原子力発電所2号炉の除熱手段																																																																						
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○																																																																				
	原子炉補機代替冷却系	○																																																																				
	A-残留熱除去系	△																																																																				
	B-残留熱除去系	○																																																																				
	ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△																																																																				
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○																																																																				
	耐圧強化ベント系	△																																																																				
<p>○:有効性評価で期待する設備 △:有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能 ※ 残留熱除去系(B) 吸込配管及び原子炉冷却材浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時は使用不能</p>	<p>○:有効性評価で考慮する設備, △:有効性評価で考慮していない設備</p>	<p>○:有効性評価で考慮する設備 △:有効性評価で考慮していない設備 ※:原子炉再循環系吸込配管及び原子炉浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時は使用不能</p>																																																																				
	<p>第1.0.15-2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系/サポート系の関係</p> <table border="1"> <tr> <th colspan="2" rowspan="2"></th> <th colspan="5">サポート系</th> </tr> <tr> <th>海水系A系</th> <th>残留熱除去系</th> <th>海水系B系</th> <th>残留熱除去系</th> <th>緊急用海水系</th> <th>代替残留熱除去系</th> </tr> <tr> <td rowspan="4">ライン系</td> <td>フロント</td> <td>残留熱除去系A系</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>残留熱除去系B系</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サポート</td> <td>代替循環冷却系A系</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サポート</td> <td>代替循環冷却系B系</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </table> <p>○:使用可能な組合せ</p>			サポート系					海水系A系	残留熱除去系	海水系B系	残留熱除去系	緊急用海水系	代替残留熱除去系	ライン系	フロント	残留熱除去系A系	○		○	○	フロント	残留熱除去系B系		○	○	○	サポート	代替循環冷却系A系	○		○	○	サポート	代替循環冷却系B系		○	○	○	<p>第2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系/サポート系の関係</p> <table border="1"> <tr> <th colspan="2" rowspan="2"></th> <th colspan="4">サポート系</th> </tr> <tr> <th>I-原子炉補機冷却系</th> <th>II-原子炉補機冷却系</th> <th>A-原子炉補機代替冷却系</th> <th>B-原子炉補機代替冷却系</th> </tr> <tr> <td rowspan="3">ライン系</td> <td>フロント</td> <td>A-残留熱除去系</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>B-残留熱除去系</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サポート</td> <td>残留熱代替除去系</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> </tr> </table> <p>○:使用可能な組合せ</p>			サポート系				I-原子炉補機冷却系	II-原子炉補機冷却系	A-原子炉補機代替冷却系	B-原子炉補機代替冷却系	ライン系	フロント	A-残留熱除去系	○		○	フロント	B-残留熱除去系		○	○	サポート	残留熱代替除去系			○	<ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 格納容器除熱手段及び補機冷却系について記載 設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 残留熱代替除去系が1系統のため, サポート系に対して除熱手段が1系統のみ 			
				サポート系																																																																		
		海水系A系	残留熱除去系	海水系B系	残留熱除去系	緊急用海水系	代替残留熱除去系																																																															
ライン系	フロント	残留熱除去系A系	○		○	○																																																																
	フロント	残留熱除去系B系		○	○	○																																																																
	サポート	代替循環冷却系A系	○		○	○																																																																
	サポート	代替循環冷却系B系		○	○	○																																																																
		サポート系																																																																				
		I-原子炉補機冷却系	II-原子炉補機冷却系	A-原子炉補機代替冷却系	B-原子炉補機代替冷却系																																																																	
ライン系	フロント	A-残留熱除去系	○		○																																																																	
	フロント	B-残留熱除去系		○	○																																																																	
	サポート	残留熱代替除去系			○																																																																	

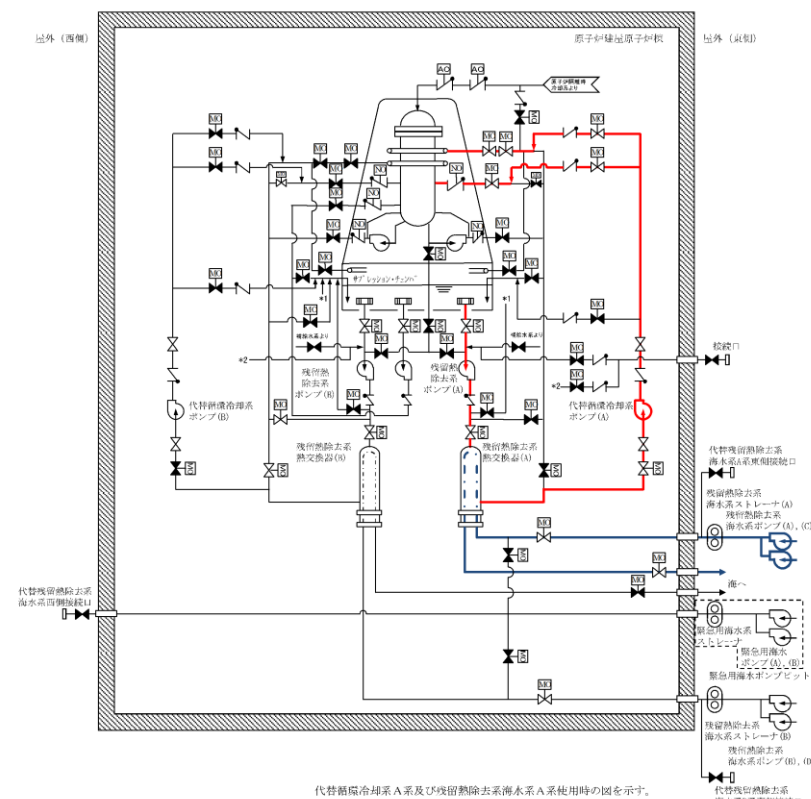
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・チェンバ・プール水を水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日間の積算線量で</u> <u>と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・チェンバ内には異物が流入する可能性があるが、サプレッション・チェンバからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</p> <p>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、万一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（第2図参照）。</p> <p>なお、炉心損傷に至る重大事故等発生後に代替循環冷却系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。</p>	<p>(2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となることがある。このため、代替循環冷却系において放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・プール水中には異物が流入する可能性がある。サプレッション・プール水の吸込部には、閉塞防止対策として、<u>多孔プレートを組み合わせた大型のストレーナを第23回施設定期検査時に設置しており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</u>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸い上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合も考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水大型ポンプを使用した淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第1.0.15-6図参照）。</p>	<p>(2) <u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系を運転する場合には、サプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日間の積算線量で約</u> <u>と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・プール水中には異物が流入する可能性があるが、サプレッション・プール水の吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</p> <p>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1.9mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大量送水車による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第5図参照）。</p> <p>なお、炉心損傷に至る重大事故等発生時に残留熱代替除去系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、配管表面での積算線量から評価し、各機器の耐放射線性を確保する設計</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p>



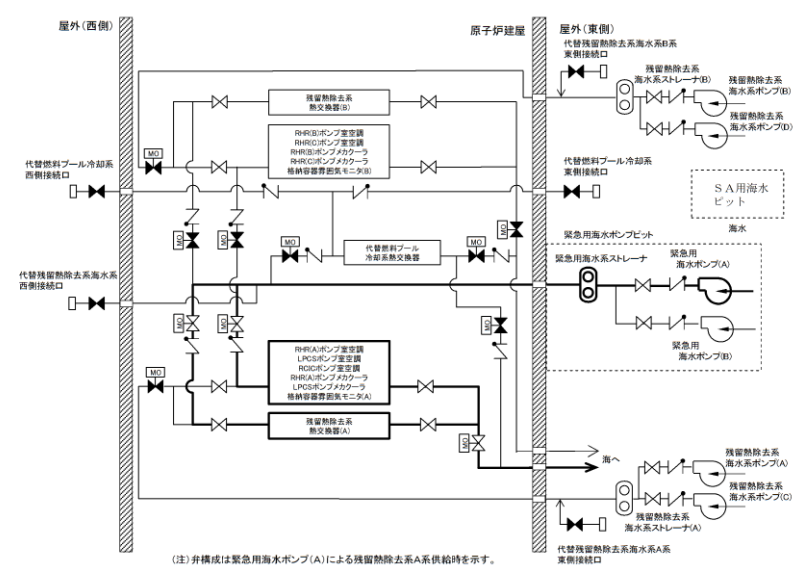
第1-1図 代替循環冷却系 系統概要図



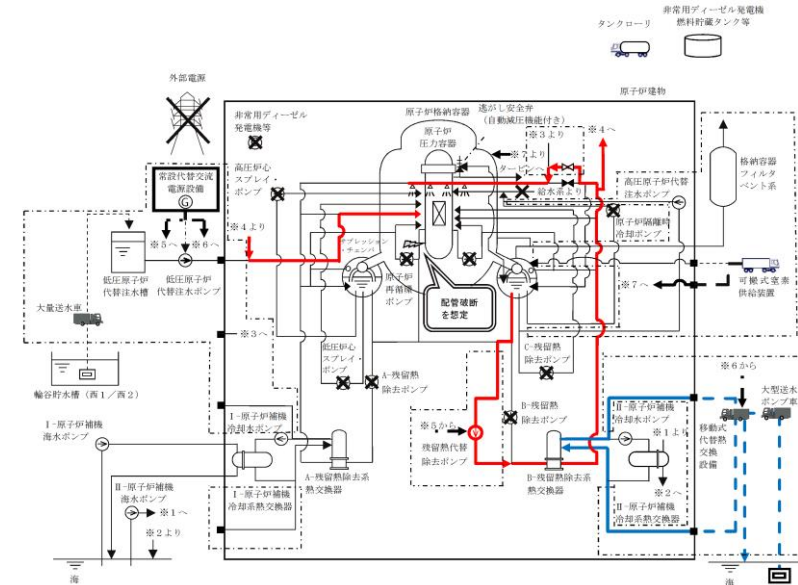
第1-2図 代替原子炉補機冷却系 系統概要図



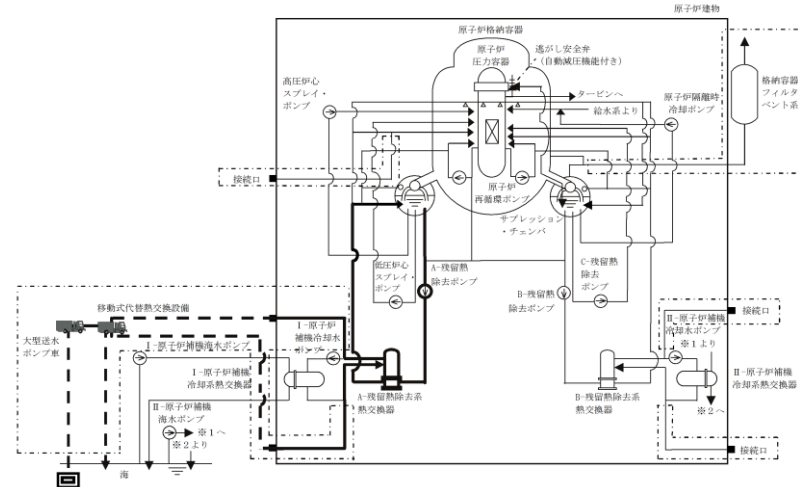
第1.0.15-1図 残留熱除去系及び代替循環冷却系 系統概要図



第1.0.15-2図 残留熱除去系海水系及び緊急用海水系等 系統概要図



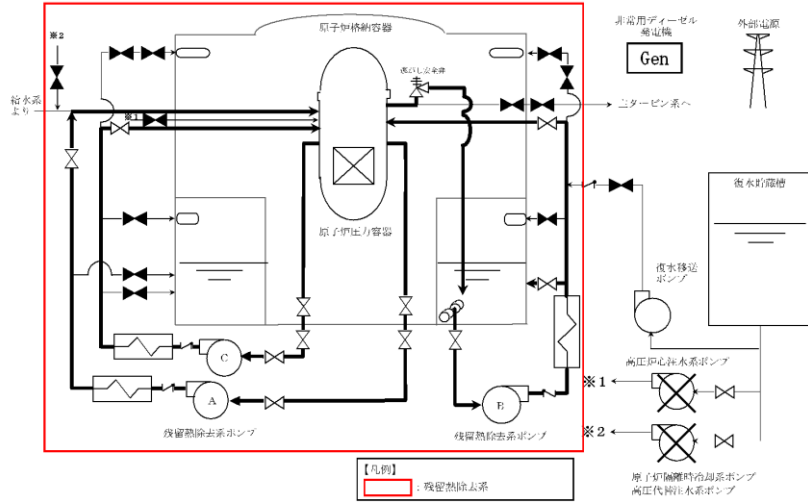
第1図 残留熱代替除去系 系統概要図



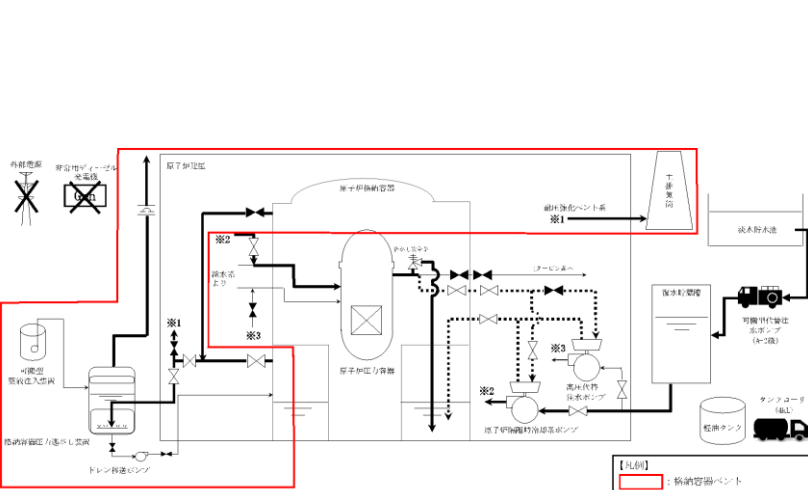
第2図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図

・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

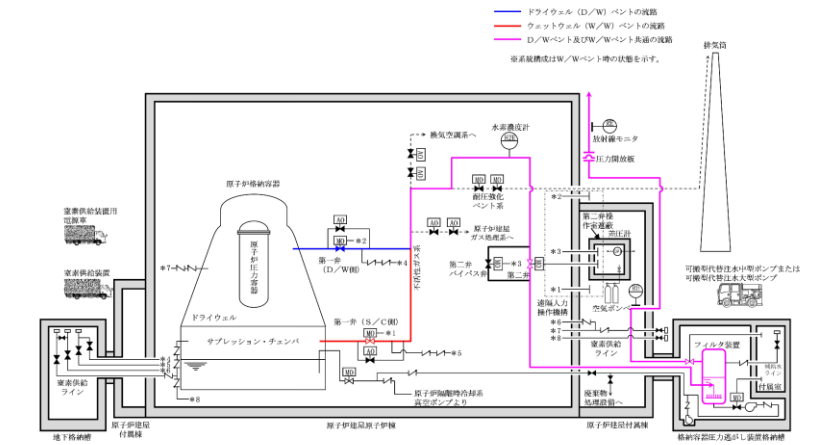
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】



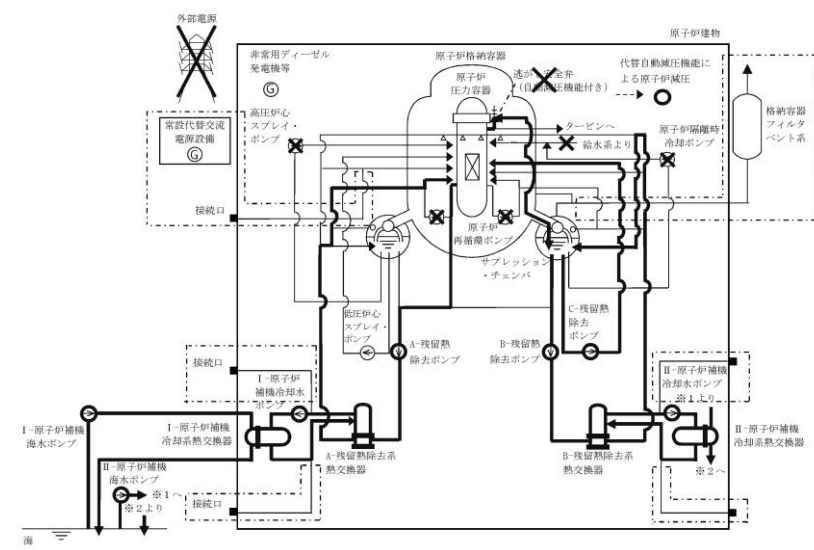
第1-3図 残留熱除去系 系統概要図



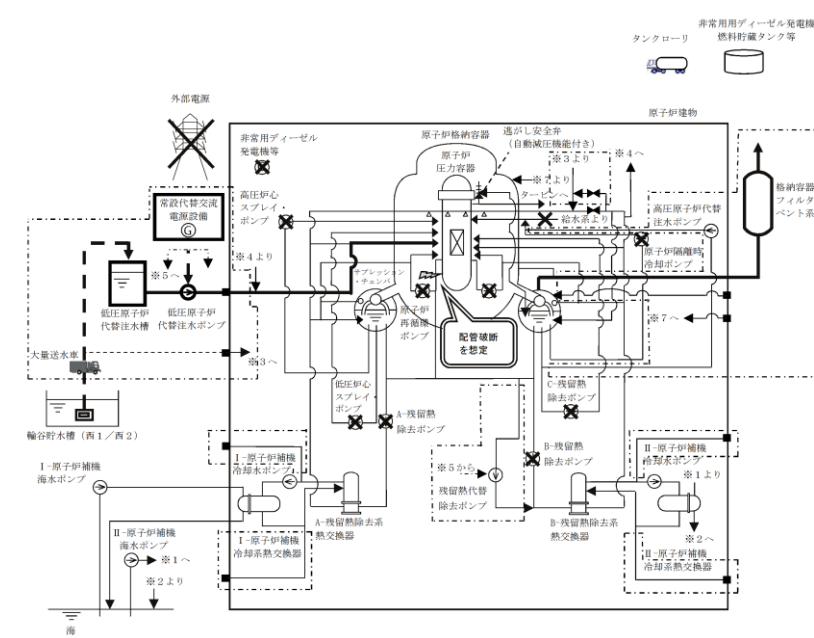
第1-4図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 系統概要図



第1.0.15-3図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 系統概要図



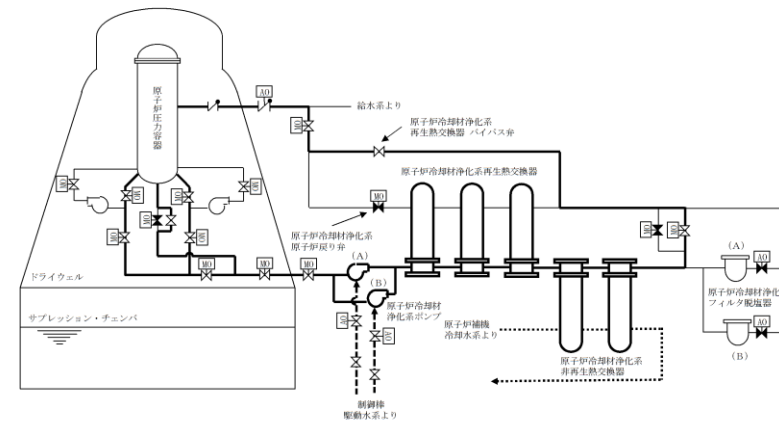
第3図 残留熱除去系 系統概要図



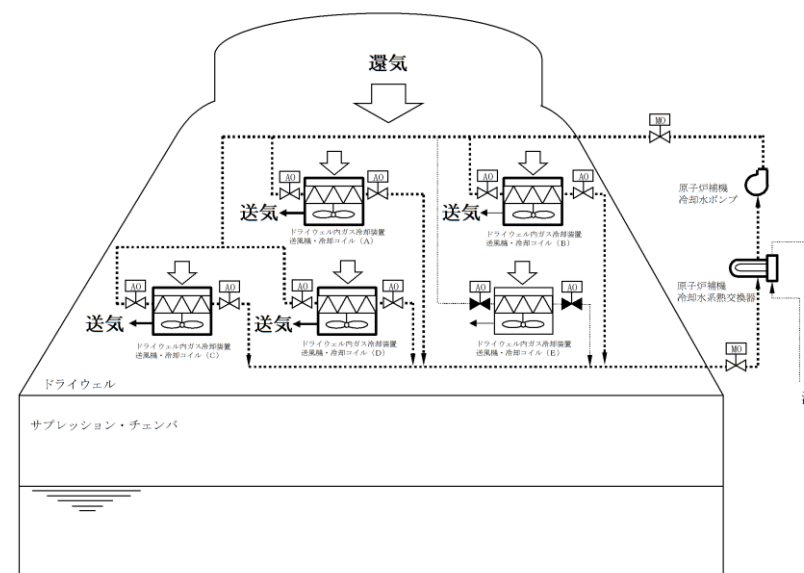
第4図 格納容器フィルタベント系 系統概要図

・設備設計の相違
【柏崎 6/7】

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

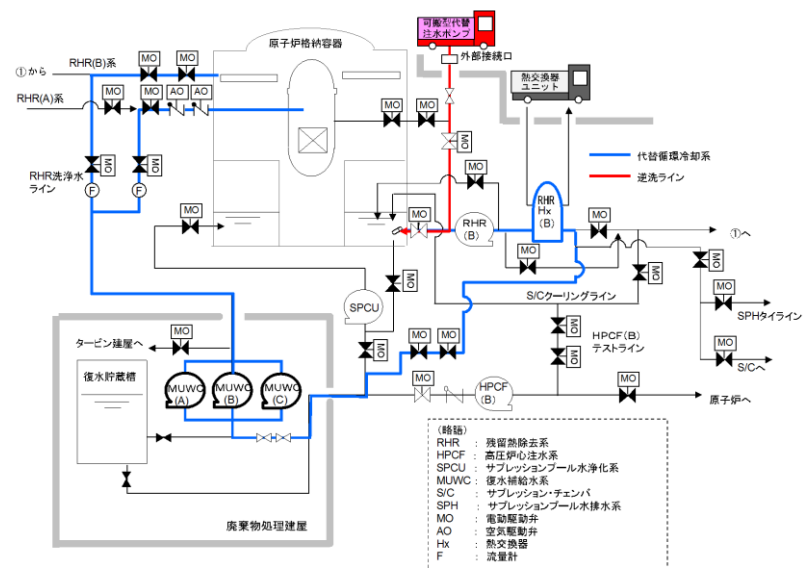


第 1.0.15-4 図 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

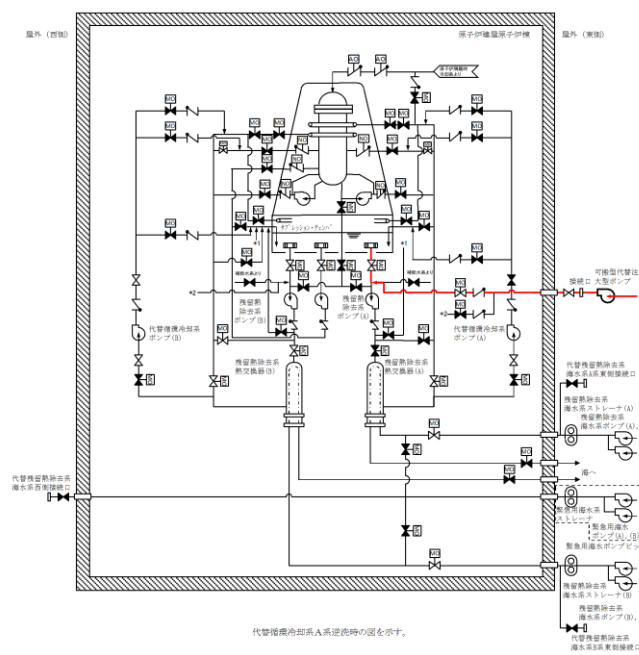


第 1.0.15-5 図 ドライウェル内ガス冷却装置 系統概要図

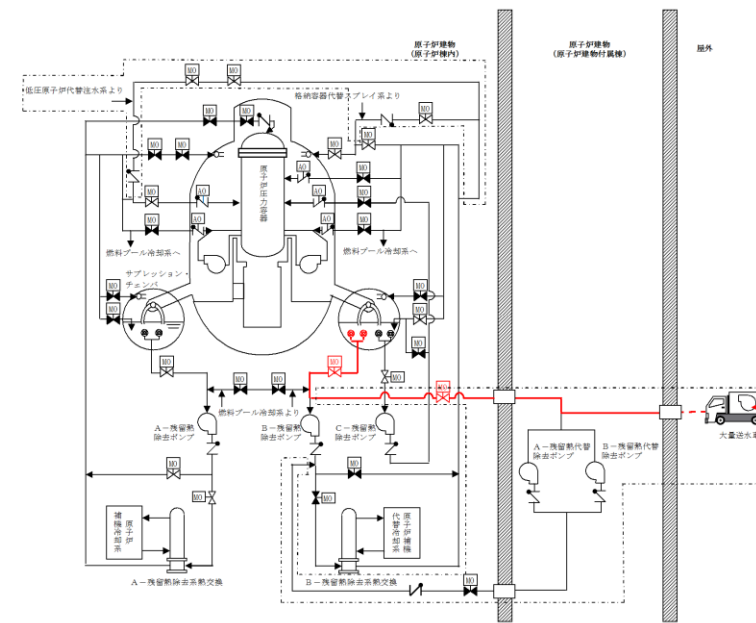
・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」に記載



第2図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成



第 1.0.15-6 図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成

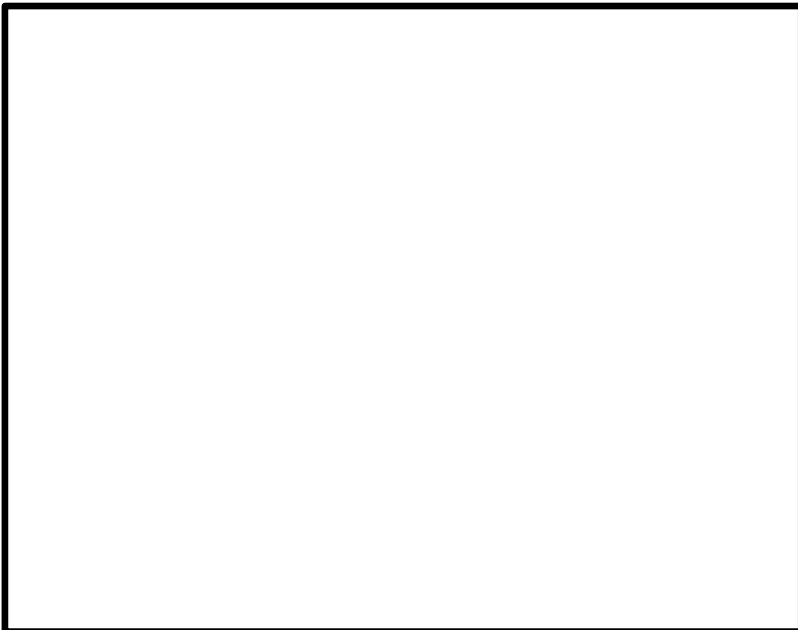
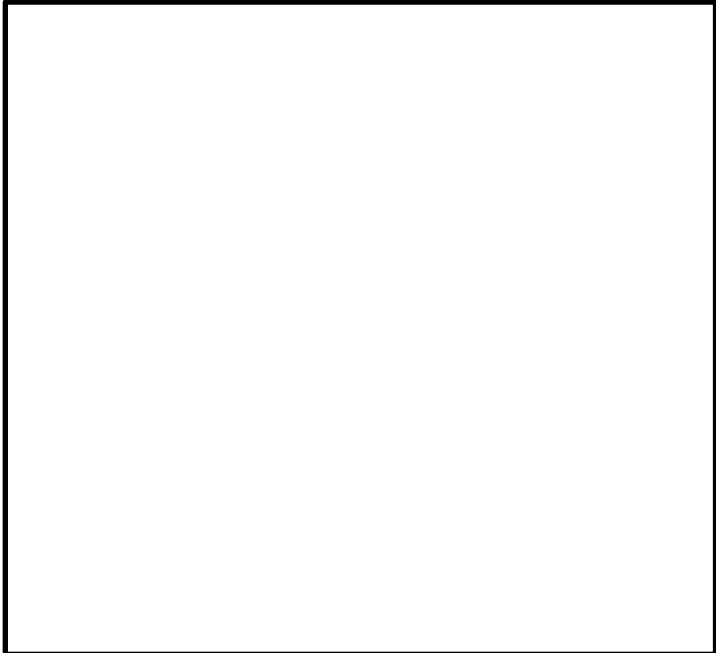
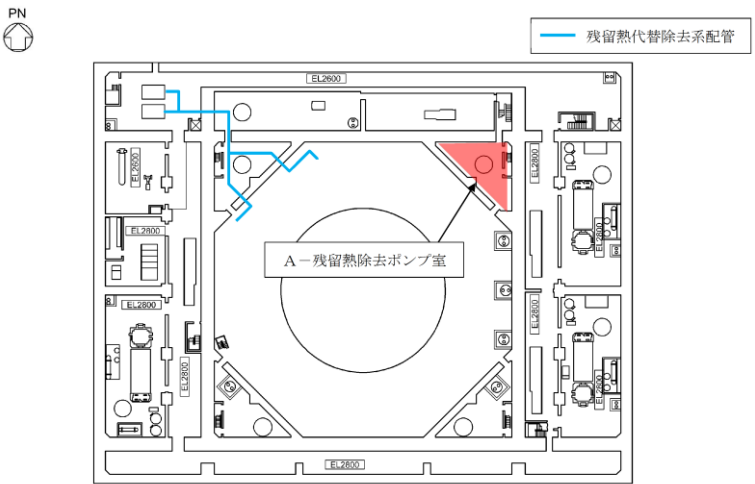
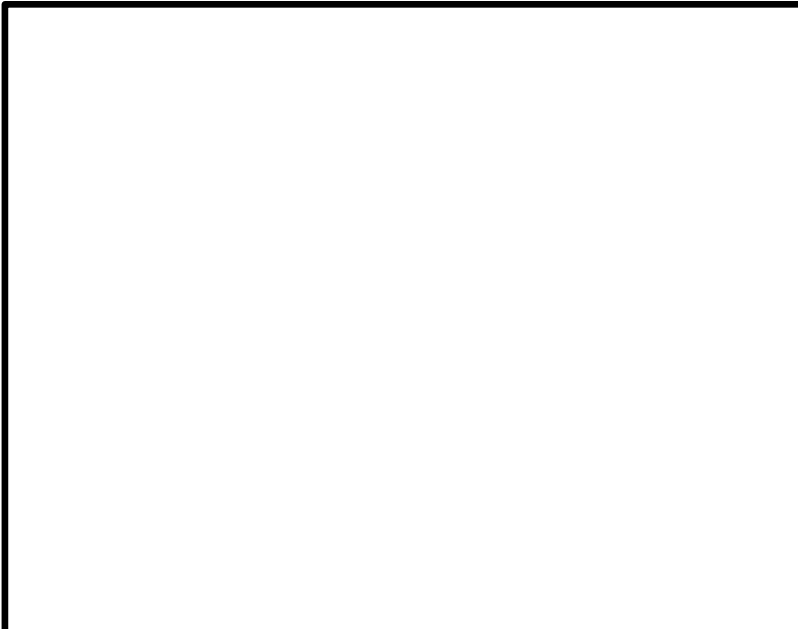

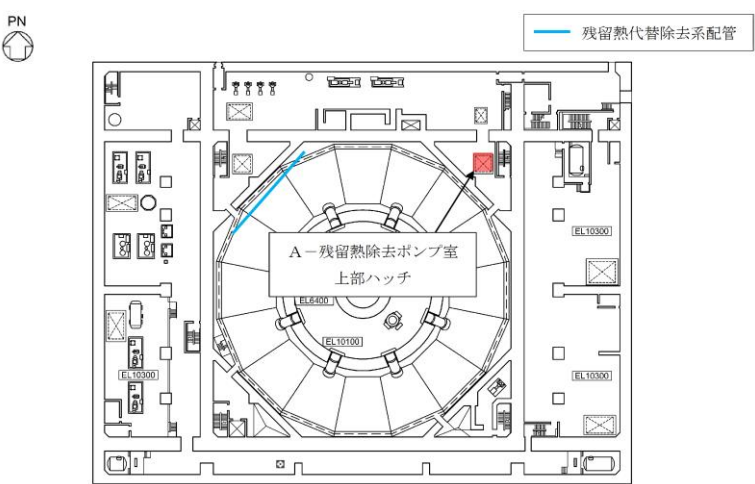


第5図 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作時の系統構成

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>循環冷却時の線量低減の対応について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系は、残留熱除去系が復旧するまでの期間に運転することを想定している。このため、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系では、サプレッション・チェンバからのプール水の吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉压力容器への注水はA系を想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却系の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の運転に使用する残留熱除去系のB系（一部はA系）の配管については、復旧作業の実施に先立ち、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことが可能な設備構成としている。これにより、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・チェンバに送水することにより、放射線量を低減させることが可能である。</u></p> <p><u>また、残留熱除去系の復旧において、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へアクセスできることが重要であり、原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室又は原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>6号炉については、第3図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能である。</u></p>	<p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、サプレッション・プール水の冷却並びに原子炉及び原子炉格納容器への注水に、残留熱除去系を使用し、代替循環冷却系A系については残留熱除去系A系、代替循環冷却系B系については残留熱除去系B系を使用する設計とする。このため、復旧する残留熱除去系は、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受けにくい系統とし、代替循環冷却系A系運転時は残留熱除去系B系を、代替循環冷却系B系運転時は残留熱除去系A系を復旧対象とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系については、第1.0.15-6図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。</u></p> <p><u>残留熱除去系ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建屋原子炉棟地下2階の残留熱除去系ポンプ室並びに原子炉建屋原子炉棟1階及び地下1階の残留熱除去系ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>第1.0.15-7図に示すとおり、代替循環冷却系の配管等は、主に残留熱除去系の熱交換器室内及びその周辺に敷設され、基本的にA系とB系は耐火壁を挟んで異なる区域に設置される。このため、熱交換器室の壁、耐火壁等による遮蔽に期待できることから、アクセスは可能であると考え。</u></p> <p><u>また、復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。</u></p>	<p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、残留熱代替除去系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、残留熱代替除去系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、原子炉格納容器へのスプレイに、残留熱除去系のB系を使用し、原子炉压力容器への注水はA系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、残留熱代替除去系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系A系を復旧対象とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系のB系（一部はA系）については、第5図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（大量送水車による淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。</u></p> <p><u>A-残留熱除去ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>第6図に示すとおり、残留熱代替除去系の運転により高線量となる配管は、A-残留熱除去ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能であると考え。</u></p> <p><u>また、復旧作業時には必要に応じて遮へい体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低</u></p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>機器配置の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>一方、7号炉については、第4図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室からは離れているが、同上部ハッチ付近に存在する。この場所における放射線量は、評価の結果、線量が高いケースとして代替循環冷却系の運転開始後30日間経過した場合には</p> <p>□となる。このため、同上部ハッチ近傍には、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の事故収束作業において使用した実績を有する移動式遮蔽体を用いて線量の低減を図る。線量評価の一例として、第5図に示す移動式遮蔽体を用いた場合には、線量を□に低減することができる。さらに、復旧作業時には、適切な放射線防護対策を行うことにより、線量による影響を低減させた上で復旧作業を行う。</p>		<p>減を図る。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p>


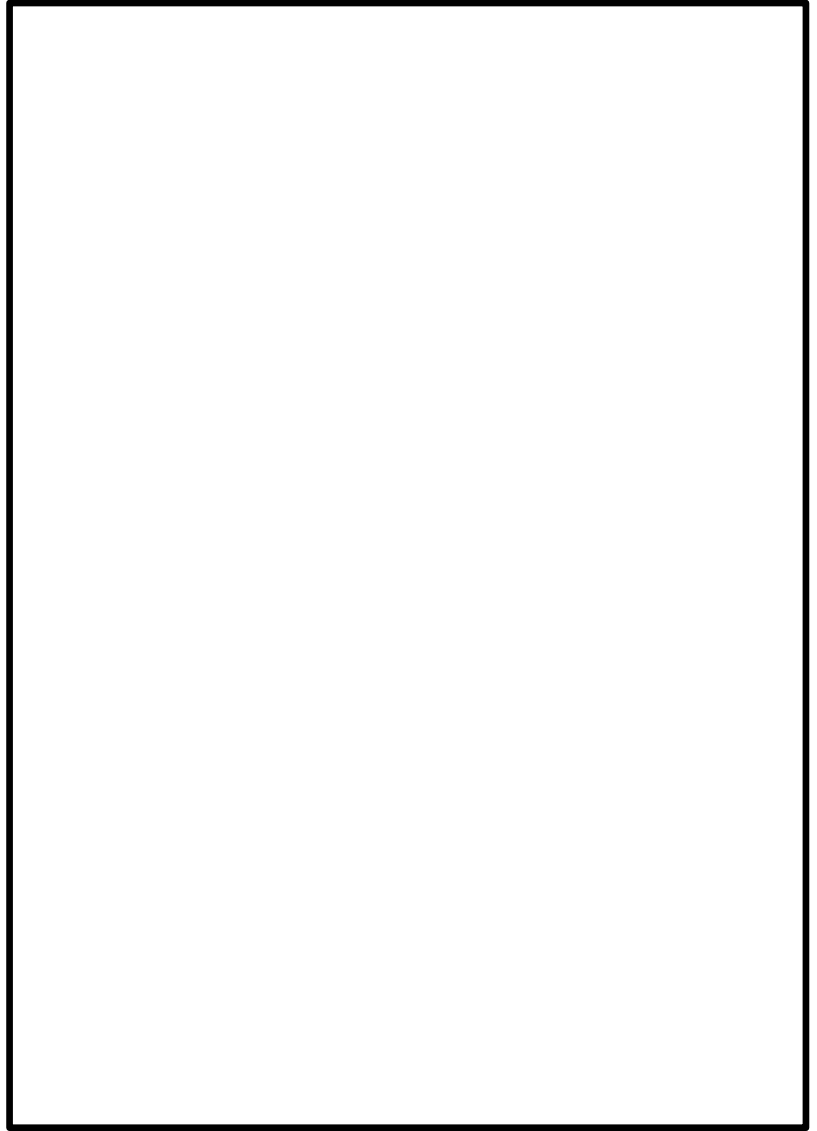
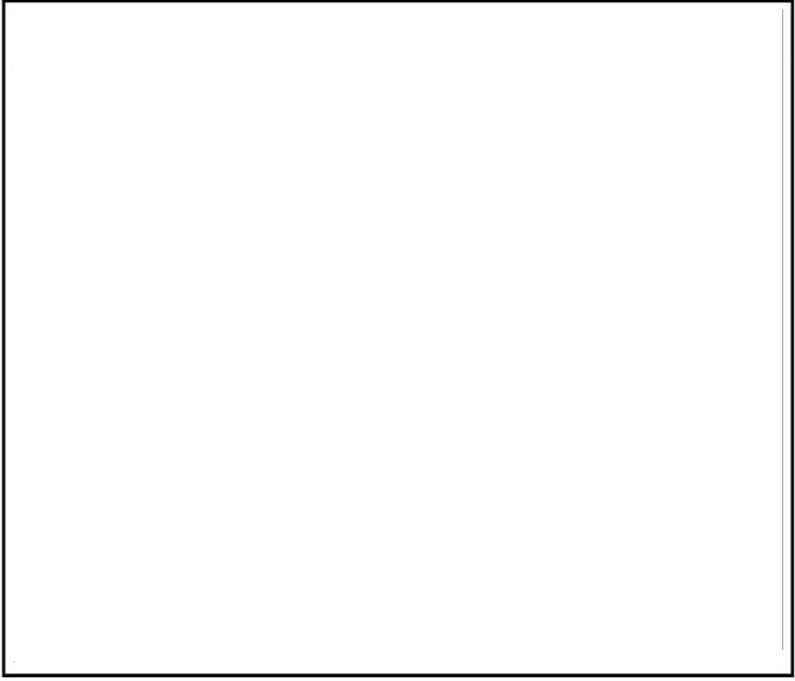
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
第3図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)	第1.0.15-7図 機器配置図 (1/4)	第6図 機器配置図 (原子炉建物地下2階) (1/2)	
			
第4図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)	第1.0.15-7図 機器配置図 (2/4)	第6図 機器配置図 (原子炉建物地下1階) (2/2)	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 212 884 737" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="172 747 884 825">第5 図 7号炉 残留熱除去系 (C) ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策</p> <p data-bbox="172 1556 914 1812">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、<u>福島第一原子力発電所における経験や知見を活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカーの協力を得ながら対応する。</u> <u>(参考資料1参照)</u></p>	<div data-bbox="1026 222 1611 762" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="926 789 1712 825">第 1.0.15-7 図 機器配置図 (3/4)</p> <div data-bbox="1032 888 1611 1446" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="926 1470 1712 1505">第 1.0.15-7 図 機器配置図 (4/4)</p> <p data-bbox="926 1556 1724 1724">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。</p>	<p data-bbox="1736 1556 2522 1766">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、<u>国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。</u></p>	<p data-bbox="2534 1738 2837 1896">・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 東京電力固有設備の説明資料</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>原子炉補機冷却海水系、原子炉補機冷却系</u>については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、<u>原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機の予備品を重大事故により同時に影響を受けない場所に保管している。</u>(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>また、<u>防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、さらに、改良型沸騰水型軽水炉の残留熱除去系は3系統あることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。</u></p> <p>なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>(2) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備している。</p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷<u>あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択する。</u></p> <p>具体的には、故障箇所の特定制と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧する。第6図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>残留熱除去系海水系</u>については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、<u>残留熱除去系海水系ポンプ電動機は、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</u>(詳細は添付資料1.0.3「東海第二発電所 予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>一方、<u>残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていることから、複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと</u>考えられる。</p> <p>なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>(2) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、<u>災害対策要員が残留熱除去系を復旧するための手順を「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」にて整備している。</u></p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択する<u>ものとして</u>いる。具体的には、故障箇所の特定制と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第1.0.15-8図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>屋外に設置され自然災害の影響を受ける可能性がある原子炉補機海水ポンプ</u>については、予備品を確保することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できることから、<u>重大事故により同時に影響を受けない場所に電動機を予備品として確保している。</u>(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>また、<u>残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統(残留熱除去系3系統のうち1系統は注水機能のみ)あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。</u></p> <p>なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>(2) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、<u>緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「原子力災害対策手順書(復旧班)」にて整備している。</u></p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷<u>又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて、「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。</u></p> <p>具体的には、故障箇所の特定制と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第7図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 機器配置箇所を踏まえた予備品確保の考え方の相違</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>


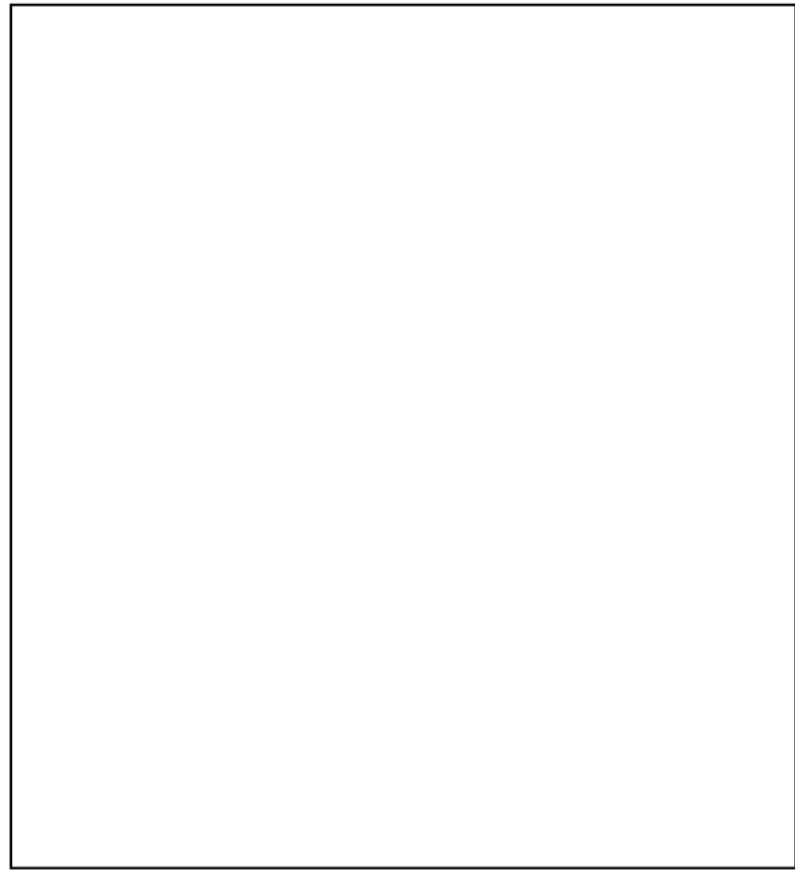
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(1/8)</p>	<p>第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(1/8)</p>	


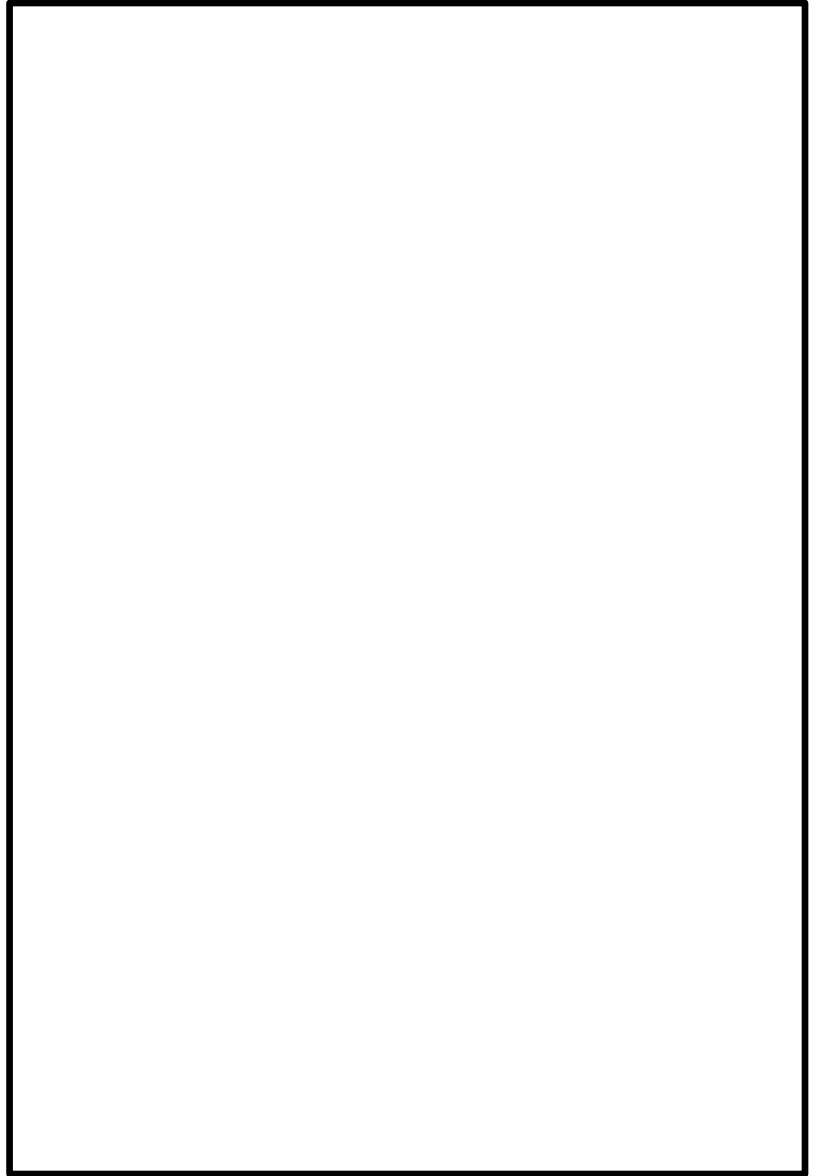

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(2/8)</p>	<p>第 1. 0. 15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(2/8)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(3/8)</p>	<p>第1.0.15-8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)</p>	<p>第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(3/8)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(4/8)</p>	<p>第1.0.15-8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(4/7)</p>	<p>第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(4/8)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 210 896 1407" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="231 1417 825 1459" data-label="Caption"> <p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(5/8)</p> </div>	<div data-bbox="949 210 1697 1407" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="955 1417 1685 1459" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)</p> </div>	<div data-bbox="1745 235 2510 1222" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1846 1239 2410 1281" data-label="Caption"> <p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(5/8)</p> </div>	

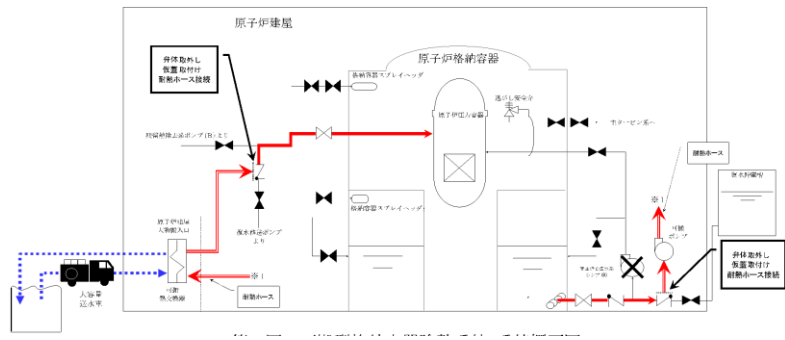
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1834 1060 2410 1096">第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(6/8)</p>	
<p data-bbox="231 1375 825 1411">第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(6/8)</p>	<p data-bbox="955 1375 1685 1411">第1.0.15-8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(6/7)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(7/8)</p>	<p>第1.0.15-8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)</p>	<p>第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(7/8)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="154 205 902 1457" style="border: 2px solid black; height: 596px; width: 252px;"></div> <div data-bbox="219 1461 819 1499" style="text-align: center;">第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(8/8)</div>		<div data-bbox="1748 226 2513 1260" style="border: 2px solid black; height: 492px; width: 258px;"></div> <div data-bbox="1828 1329 2410 1367" style="text-align: center;">第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(8/8)</div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</p> <p>残留熱除去系の機能が長期間回復できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。</p> <p><u>また、これに加え、「5.2 可搬熱交換器によるサブプレッションプル浄化系を用いた格納容器除熱について」を格納容器除熱手段として構築する。</u></p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.3 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について」を構築する。</p>	<p>5. <u>残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について</u></p> <p><u>残留熱除去系及び代替循環冷却系は、それぞれ多重化することで、原子炉格納容器からの除熱機能の信頼性を高めているが、残留熱除去系熱交換器が2基とも機能喪失し、残留熱除去系及び代替循環冷却系が使用できない場合も想定し、格納容器ベント以外の長期的な原子炉格納容器からの除熱手段についても自主的に整備する。</u></p> <p>この場合の原子炉格納容器からの除熱手段としては、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に記載したとおり、原子炉冷却材浄化系及びドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの除熱手段がある。</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉格納容器からの除熱手段については、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持でき、原子炉補機冷却系による非再生熱交換器の冷却及び制御棒駆動水系による原子炉冷却材浄化系ポンプのメカシールパージ水供給が可能な場合に有効な手段である。</p> <p>ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱については、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルへの原子炉補機冷却系の供給が可能で、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉への注水手段が確保されている場合に有効な手段である。</p> <p>ここでは、原子炉冷却材浄化系及びドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの代替除熱以外の手段として、可搬型設備を使用した原子炉格納容器からの除熱手段の整備について記載する。</p>	<p>5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</p> <p>残留熱除去系の機能が長期回復できない場合、可搬型ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。</p> <p>また、これに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」を構築する。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」で記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について</p> <p>重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第7図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心注水系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・チェンバ・プール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心注水系ポンプの吸込配管にある「<u>高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)</u>」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</u></p>	<p>(1) <u>可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要</u></p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系又は代替循環冷却系を復旧し、<u>長期的な原子炉格納容器からの除熱を行うが、復旧が困難な場合においても、可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱を行えるようにする。</u></p> <p><u>この対応には、可搬型設備の運搬・設置等の作業を伴うが、事前に可搬型設備を準備しておくことにより1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込側については、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースを接続する構成とする。</u></p> <p>可搬ポンプの吐出側については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器に接続する構成とする。</p> <p>可搬型熱交換器の出口側については、<u>低圧代替注水系(可搬型)の逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースで接続する構成とする。</u></p> <p>可搬型熱交換器の二次系については、<u>可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水する構成とする。</u></p> <p><u>系統構成の概略図を第1.0.15-9図に、機器配置図を第1.0.15-10図に示す。</u></p>	<p>5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について</p> <p>重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッション・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬型設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第8図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心スプレイ系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・チェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬型設備を運搬・設置する等の作業があるが、<u>長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</u></p> <p>可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、<u>高圧炉心スプレイ・ポンプの吸込み配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」</u>とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については<u>低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」</u>と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で可搬ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、<u>大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系統の全体構成を記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>系統構成の相違</p>



第 7 図 可搬型格納容器除熱系統 系統概要図

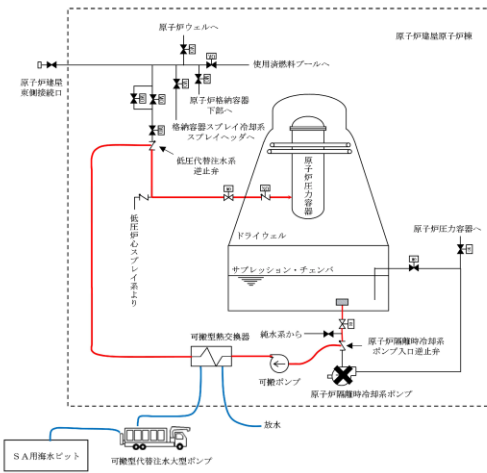
(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ・プール内にあるが、高圧炉心注水系ポンプ(B)及び高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサブプレッション・チェンバ側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

第 8 図に示される高圧炉心注水系ポンプ(B)室内における高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 26.1mSv/h となる。

第 9 図に示される B 系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容



第 1.0.15-9 図 可搬型原子炉格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

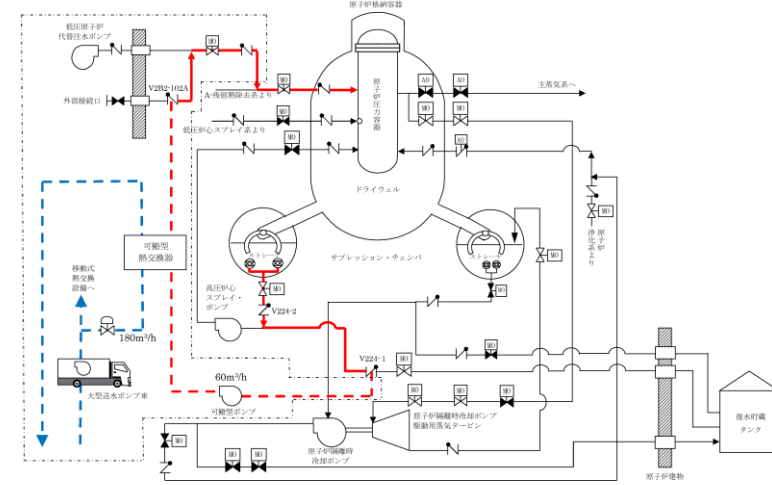
炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。原子炉隔離時冷却系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を使用する系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内 (EL. -4.0m) における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁 (EL. 20m) 付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室



第 8 図 可搬型格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。高圧炉心スプレイ系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、高圧炉心スプレイ系については、運転している場合には、炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染される段階では、高圧炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁はFLSR注水隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

第 9 図に示される高圧炉心スプレイポンプ室内における HPC S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 12.8mSv/h となる。

第 10 図に示される原子炉建物 1 階における FLSR 可搬式設備 A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・設備設計の相違
【東海第二】
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
可搬型設備の接続箇所
の相違

・被ばく評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

・被ばく評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約12.8mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約21.7mSv/hとなる。</p> <div data-bbox="163 787 890 1449" style="border: 1px solid black; height: 315px; width: 245px; margin: 10px 0;"></div> <p>第8図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所 (EL.8.2m) の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約13mSv/hとなる。</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約13時間程度 (6人1班で作業) と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <div data-bbox="964 787 1676 1533" style="border: 1px solid black; height: 355px; width: 240px; margin: 10px 0;"></div> <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (1/5)</p> <div data-bbox="1113 1585 1543 1648" style="border: 1px solid black; height: 30px; width: 145px; margin: 10px 0;"></div>	<p>器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約3.3mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建物大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約5.2mSv/hとなる。</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約10時間程度 (5人1班で作業) と想定しており、必要に応じて遮へい等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <div data-bbox="1765 850 2478 1386" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> </div> <p>第9図 原子炉建物地下2階 機器配置図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・被ばく評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ・記載表現の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、作業の成立性を記載 ・体制及び運用の相違【東海第二】 設備構成, 対応する要員及び所要時間の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 256 884 865" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="189 886 848 915" data-label="Caption"> <p>第9図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div>	<div data-bbox="1003 256 1638 907" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1092 928 1549 957" data-label="Caption"> <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (2/5)</p> </div> <div data-bbox="1121 961 1537 1020" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="991 1066 1650 1801" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="931 1822 1389 1852" data-label="Caption"> <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (3/5)</p> </div> <div data-bbox="1383 1810 1715 1860" data-label="Image"> </div>	<div data-bbox="1739 289 2499 865" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1893 886 2350 915" data-label="Caption"> <p>第10図 原子炉建物1階 機器配置図</p> </div>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="988 216 1641 903" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="923 919 1718 978" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-10 図 機器配置図 (4/5)</p> </div> <div data-bbox="997 1031 1641 1701" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="923 1724 1718 1782" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-10 図 機器配置図 (5/5)</p> </div>		

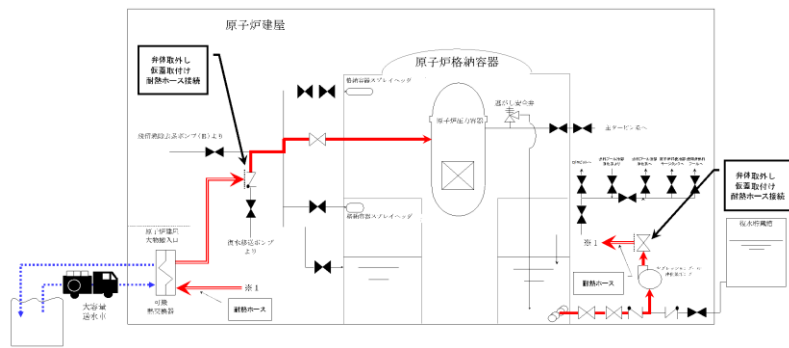
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応について</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p><u>5.2 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱について</u></p> <p><u>(1) 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱の概要について</u></p> <p><u>格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能を長期間回復できない場合、可搬型格納容器除熱系統に加え、サブプレッション・チェンバ・プール水を水源として運転可能なサブプレッションプール浄化系ポンプを使用する除熱系統を構築する。第10図にサブプレッションプール浄化系ポンプによる格納容器除熱系統の系統概要図を示す。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</u></p> <p><u>「サブプレッションプール浄化系ポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、サブプレッションプール浄化系ポンプによりサブプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</u></p>	<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、可搬型代替注水大型ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、フランジの増し締め等の補修作業を実施する。</p>	<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、復水輸送ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。</p> <p>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、フランジの増し締め等の補修作業を実施する。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

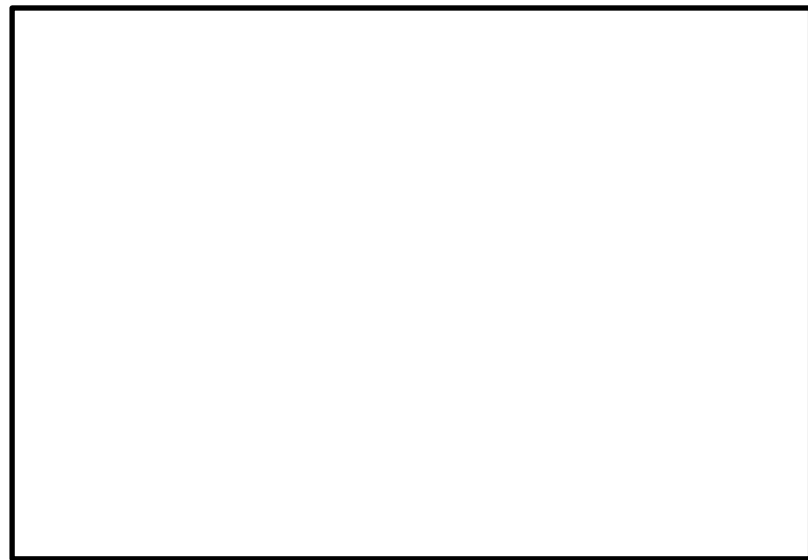
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第10 図 サプレッションプール浄化系ポンプによる
格納容器除熱系統 系統概要図

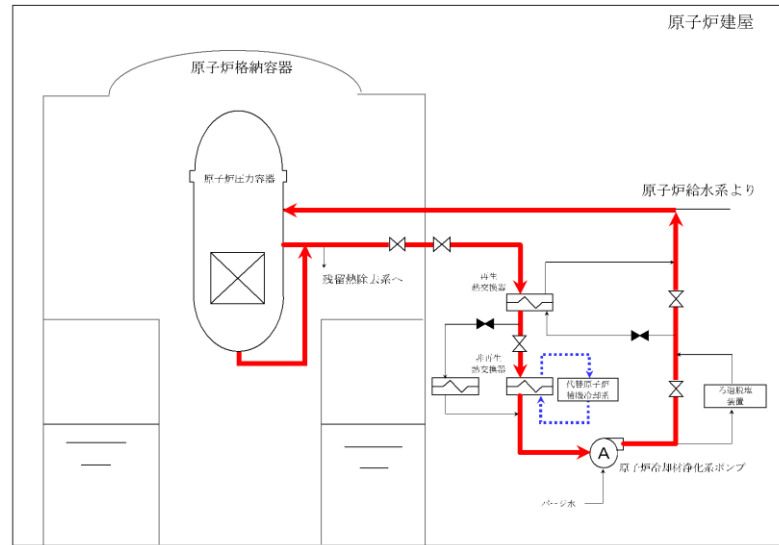


第11 図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)

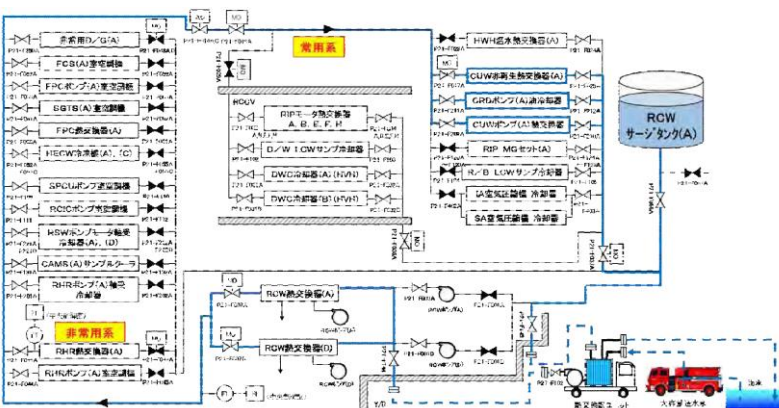
・設備設計の相違
【柏崎 6/7】
①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 218 893 722" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 247px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="181 747 854 779">第 12 図 原子炉建屋地上 1 階 機器配置図 (7 号炉の例)</p> <p data-bbox="181 840 596 871">(2) 作業に伴う被ばく線量について</p> <p data-bbox="181 886 908 1184">炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ内にあるが、サブプレシヨンプール浄化系ポンプ及びサブプレシヨンプール浄化系ポンプ吐出弁はサブプレッション・チェンバ側隔離弁 2 個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p data-bbox="181 1199 908 1409">第 11 図に示されるサブプレシヨンプール浄化系ポンプ室内におけるサブプレシヨンプール浄化系ポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 22.8mSv/h となる。</p> <p data-bbox="181 1423 908 1591">第 12 図に示される B 系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約 12.8mSv/h となる。</p> <p data-bbox="181 1606 908 1724">原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約 21.7mSv/h となる。</p>			

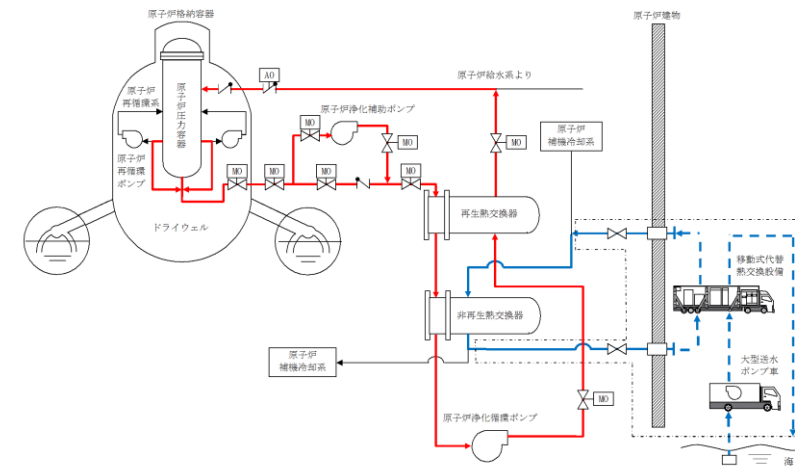
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u> <u>システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちにサブプレッションプール浄化系ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</u> <u>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</u></p> <p>5.3 <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について</u> (1) <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の概要について</u> 原子炉冷却材浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル2)により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉冷却材浄化系では使用する必要がなく、手動弁による系統構成のみで運転可能である。第13図及び第14図に代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。 原子炉冷却材浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉冷却材浄化系ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。)に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。 さらに、<u>原子炉冷却材浄化系ポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、復水補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることにより原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱を実施することができる。</u></p>		<p>5.2 <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について</u> (1) <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について</u> 原子炉浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル3)により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉浄化系では使用する必要がなく、弁による系統構成のみで運転可能である。第11図及び第12図に原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。 原子炉浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉浄化ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管であるPLR入口配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。)に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p>



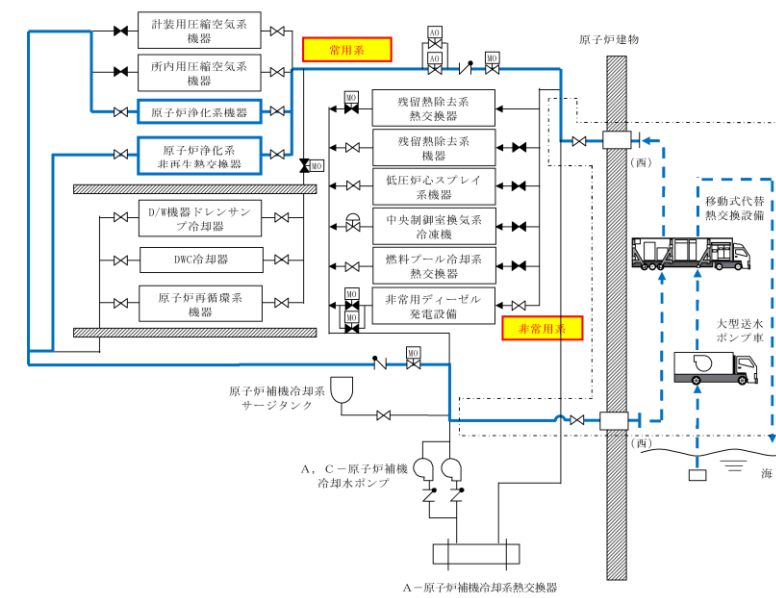
第 13 図 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 14 図 代替原子炉補機冷却系 (原子炉冷却材浄化系除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)



第 11 図 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱系統概要図

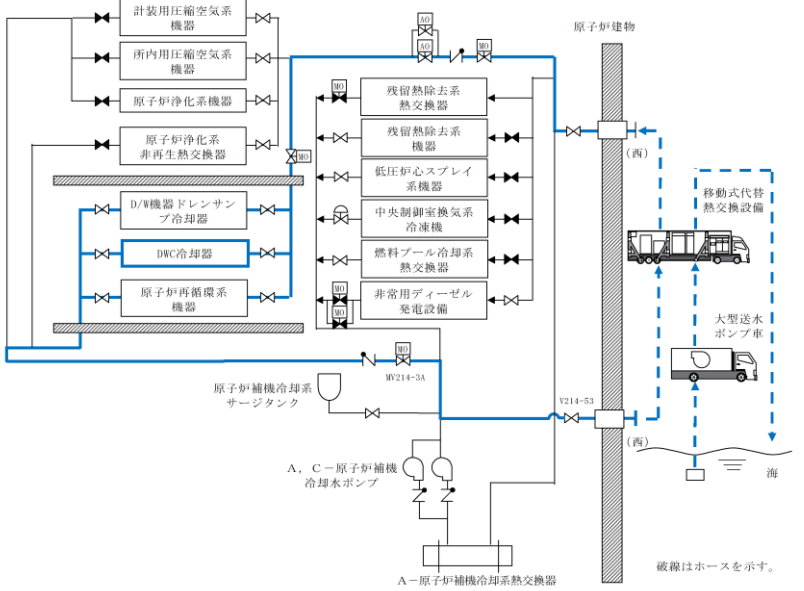


第 12 図 原子炉補機代替冷却系 (原子炉浄化系除熱ライン) 系統概要図

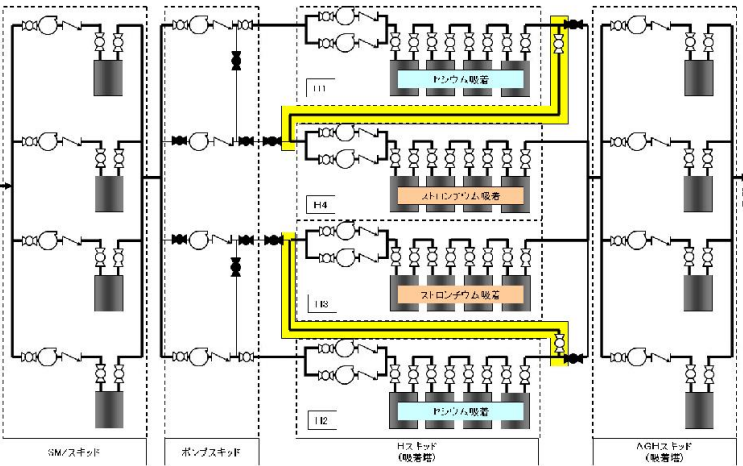

- ・設備設計の相違【柏崎 6/7】
- ・記載表現の相違【東海第二】
- ②の相違

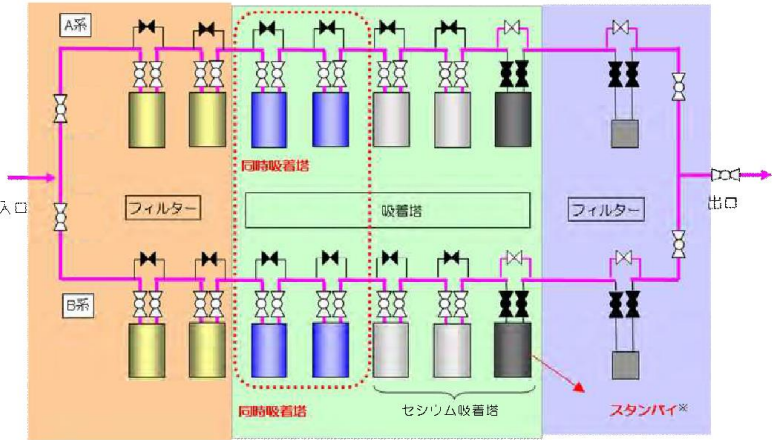

- ・設備設計の相違【柏崎 6/7】

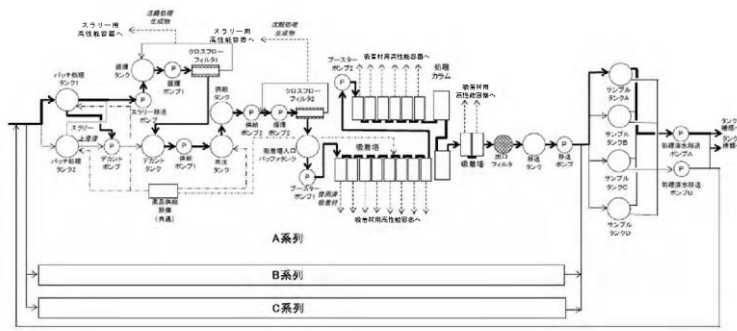
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>5.3 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱について</p> <p>(1)原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱の概要について</p> <p>ドライウエル冷却系は、ドライウエル内に設置された各機器類の正常な運転のために、ドライウエル内雰囲気適切な温度状態に保持する系統である。ドライウエル冷却系は、ドライウエル内の上部に3台、下部に3台設置され、冷却器及び送風機により冷却した雰囲気ガスをダクトを経てドライウエル内各部へ給気する。</p> <p>ドライウエル冷却系は、送風機が運転できない場合でも、冷却コイルに冷却水を通水することにより、原子炉格納容器除熱に期待できる。各冷却器の冷却水は、通常時は原子炉補機冷却系を用いているが、本除熱手段では、原子炉補機代替冷却系を用いる。</p> <p>第13図及び第14図に原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱の系統概要図を示す。</p> <div data-bbox="1765 1008 2463 1680"> <p>凡例 — : ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所 (冷却水通水) — : ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所 (送気)</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉補機代替冷却系から</p> <p>ドライウエル冷却装置</p> </div> <p>第13図 原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱 系統概要図</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉補機代替冷却系を用いたドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る覚書等を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）、協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、東海第二発電所の技術支援に関する覚書を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「東海第二発電所 復旧作業時に必要な資機材及び外部からの支援について」にて示す。</p>	 <p>第14図 原子炉補機代替冷却系(ドライウェル冷却系除熱ライン) 系統概要図</p> <p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。</p>	<p>・プラントメーカーの相違【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p>参考資料 1: 福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について</p> <p>福島第一原子力発電所では、汚染水対策として様々な汚染水処理設備を設置、運用することによる多様な対策により、汚染水のリスク低減を図っている。</p> <p>福島第一原子力発電所で用いている汚染水処理設備及び水の流れについて、第 1 図に示す。</p>  <p>第 1 図 福島第一原子力発電所 汚染水処理設備及び水の流れについて</p> <p>1. 福島第一原子力発電所 汚染水処理設備について</p> <p>福島第一原子力発電所では、以下の汚染水処理設備が稼働している。</p> <ul style="list-style-type: none"> セシウム除去装置 (ストロンチウムも除去可能な設備) 多核種除去設備 (62 核種を告示濃度限度未満※にすることが可能) ストロンチウム除去装置 <p>以下に、福島第一原子力発電所で運用している汚染水処理設備について概要を示す。</p> <p>※ 告示濃度限度未満とは「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」で定められた濃度未満であることを意味する。</p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>東京電力固有設備の説明資料</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) セシウム吸着装置</p> <p><u>設備概要</u></p> <p><u>除去能力:</u></p> <p>・Cs 吸着運転時 放射性セシウムを 1/1,000~1/100,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <p>・Cs/Sr 同時吸着運転時 放射性セシウムを 1/1,000~1/100,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <p>放射性ストロンチウムを 1/10~1/1,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <p>処理能力: 1,200m³/日 (4 系列: Cs 吸着運転) 600m³/日 (2 系列: Cs/Sr 同時吸着運転)</p> <p><u>設備の状況</u></p>  <p style="text-align: center;">■ : Cs/Sr同時吸着用配管</p>  <p style="text-align: center;">吸着塔</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>第二セシウム吸着装置</u></p> <p><u>設備概要</u></p> <p>除去能力：放射性セシウムを 1/10,000～1/1,000,000 に低減する。(設計目標値)</p> <p>処理能力：1,200m³/日</p> <p><u>設備の状況</u></p>  <p>※ 水質の変動に備えてセシウム吸着塔 1 塔をスタンバイとする。</p>  <p>吸着塔</p> <p>(3) <u>多核種除去設備</u></p> <p><u>設備概要</u></p> <p>除去能力：62 核種を告示濃度限度未満にする。</p> <p>処理能力：250m³/日×3 系列</p> <p><u>設備の状況</u></p>			



高性能容器

建屋内全景

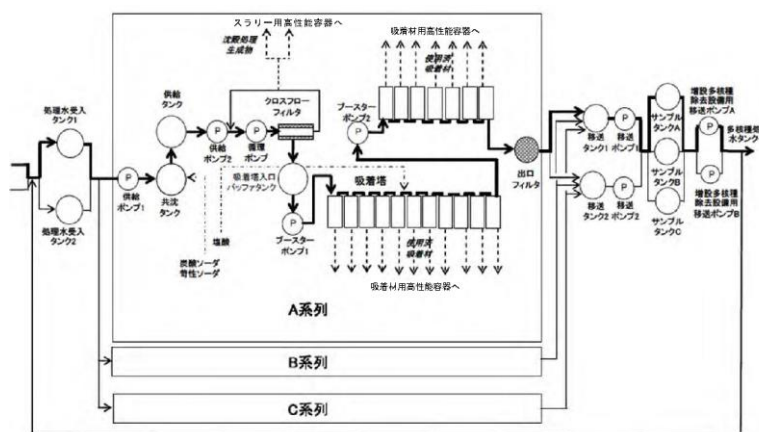
(4) 増設多核種除去設備

設備概要

除去能力：62 核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m³/日以上×3 系列

設備の状況



クロスフローフィルタ・
高性能容器

吸着塔

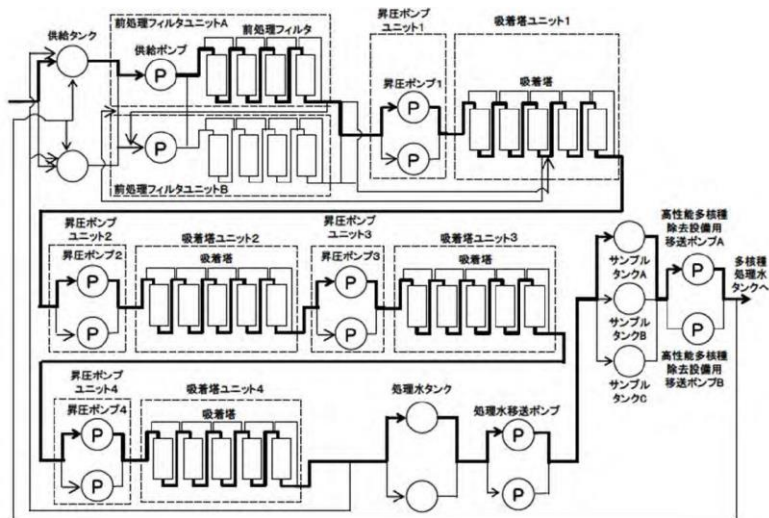
(5) 高性能多核種除去設備

設備概要

除去能力: 処理済水に含まれる放射性核種(トリチウム除く)
を告示濃度限度未満にする。

処理能力: 500m³/日以上

設備の状況



吸着塔



処理水タンク・供給タンク

(6) モバイル型ストロンチウム除去装置, 第二モバイル型ストロンチウム除去装置

設備概要

除去能力: 放射性ストロンチウムを 1/10~1/1,000 へ低減。

(目標値)

処理能力: モバイル型ストロンチウム除去装置 300m³/日

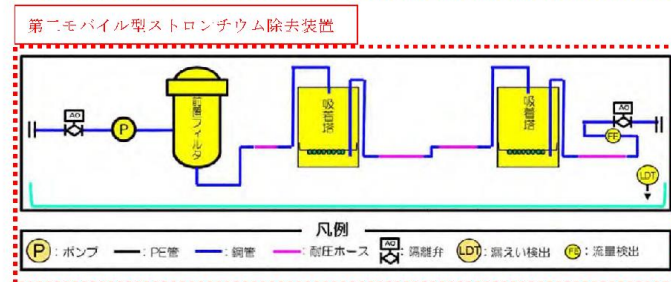
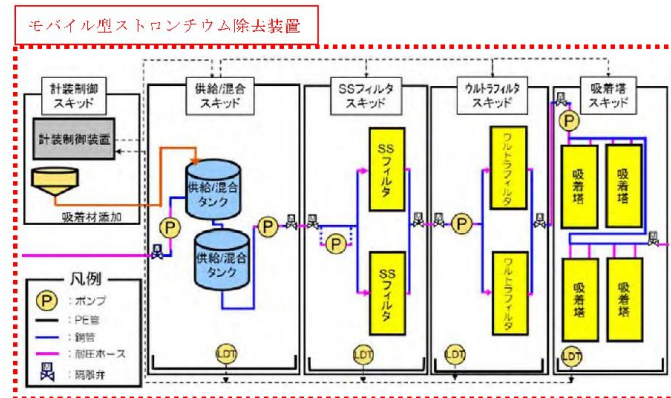
×2 系

第二モバイル型ストロンチウム除去装置 480m³

／日×4 台

可搬型の設備であり, 移動することが可能。

設備の状況



ウルトラフィルタ



吸着塔

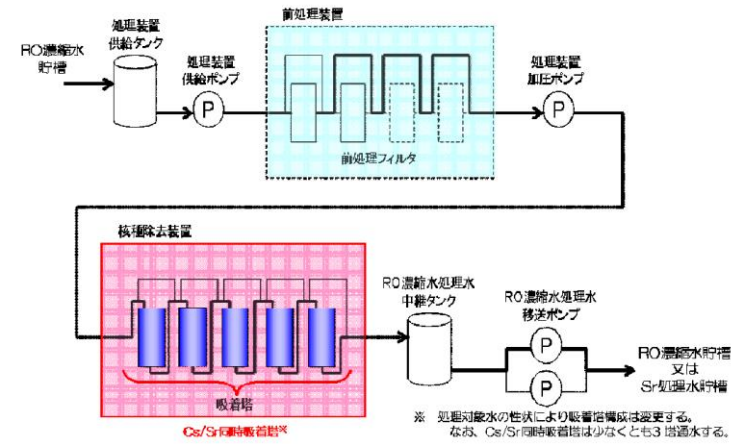
(7) RO 濃縮水処理設備 (本設備は、RO 濃縮水の処理完了に伴い廃止済)

設備概要

除去能力:放射性ストロンチウムを 1/100~1/1,000 へ低減。

処理能力:500~900m³/日

設備の状況



前処理装置



セシウム・ストロンチウム同時吸着塔

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表〔技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にする手順等〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p> <table border="1" data-bbox="243 688 2410 1524"> <thead> <tr> <th data-bbox="243 688 433 747">相違No.</th> <th data-bbox="433 688 2410 747">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="243 747 433 806">①</td> <td data-bbox="433 747 2410 806">島根2号炉は、「自動減圧起動阻止スイッチ」と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を別々に設置</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 806 433 865">②</td> <td data-bbox="433 806 2410 865">島根2号炉は、水圧駆動のみのため識別をしていないが、柏崎6/7は、電動駆動を有するため水圧駆動を識別</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 865 433 924">③</td> <td data-bbox="433 865 2410 924">島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 924 433 982">④</td> <td data-bbox="433 924 2410 982">島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 982 433 1041">⑤</td> <td data-bbox="433 982 2410 1041">島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の一部として整理</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1041 433 1150">⑥</td> <td data-bbox="433 1041 2410 1150">島根2号炉は、原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整する。東海第二は、再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており、低出力では低速度電源、ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1150 433 1209">⑦</td> <td data-bbox="433 1150 2410 1209">島根2号炉は、原子炉圧力容器内の水位低下操作において水位制御で使用する設備としてタービン駆動給水ポンプに期待しない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1209 433 1268">⑧</td> <td data-bbox="433 1209 2410 1268">島根2号炉は、原子炉保護系電源スイッチ操作（1.1.1(2)a.(f)ii）により当該設備を用いた手段を包絡</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1268 433 1327">⑨</td> <td data-bbox="433 1268 2410 1327">島根2号炉は、電動での制御棒挿入機能なし</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1327 433 1386">⑩</td> <td data-bbox="433 1327 2410 1386">島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1386 433 1444">⑪</td> <td data-bbox="433 1386 2410 1444">島根2号炉は、ペアロッドなし</td> </tr> <tr> <td data-bbox="243 1444 433 1524">⑫</td> <td data-bbox="433 1444 2410 1524">設備構成、対応手段、対応する要員及び所要時間の相違</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根2号炉は、「自動減圧起動阻止スイッチ」と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を別々に設置	②	島根2号炉は、水圧駆動のみのため識別をしていないが、柏崎6/7は、電動駆動を有するため水圧駆動を識別	③	島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理	④	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理	⑤	島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の一部として整理	⑥	島根2号炉は、原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整する。東海第二は、再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており、低出力では低速度電源、ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用	⑦	島根2号炉は、原子炉圧力容器内の水位低下操作において水位制御で使用する設備としてタービン駆動給水ポンプに期待しない	⑧	島根2号炉は、原子炉保護系電源スイッチ操作（1.1.1(2)a.(f)ii）により当該設備を用いた手段を包絡	⑨	島根2号炉は、電動での制御棒挿入機能なし	⑩	島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施	⑪	島根2号炉は、ペアロッドなし	⑫	設備構成、対応手段、対応する要員及び所要時間の相違
相違No.	相違理由																												
①	島根2号炉は、「自動減圧起動阻止スイッチ」と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を別々に設置																												
②	島根2号炉は、水圧駆動のみのため識別をしていないが、柏崎6/7は、電動駆動を有するため水圧駆動を識別																												
③	島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理																												
④	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理																												
⑤	島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の一部として整理																												
⑥	島根2号炉は、原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整する。東海第二は、再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており、低出力では低速度電源、ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用																												
⑦	島根2号炉は、原子炉圧力容器内の水位低下操作において水位制御で使用する設備としてタービン駆動給水ポンプに期待しない																												
⑧	島根2号炉は、原子炉保護系電源スイッチ操作（1.1.1(2)a.(f)ii）により当該設備を用いた手段を包絡																												
⑨	島根2号炉は、電動での制御棒挿入機能なし																												
⑩	島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施																												
⑪	島根2号炉は、ペアロッドなし																												
⑫	設備構成、対応手段、対応する要員及び所要時間の相違																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p> a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p> (a) 原子炉緊急停止</p> <p> (b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p> (c) 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</p> <p> (d) ほう酸水注入</p> <p> (f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p> (e) 制御棒挿入</p> <p> (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p> b. 手順等</p> <p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) EOP「スクラム」(原子炉出力)</p> <p>(2) EOP「反応度制御」</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.1.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.1.3 原子炉自動スクラム設定値リスト</p>	<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p> a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p> (a) 原子炉緊急停止</p> <p> (b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p> (c) 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</p> <p> (d) ほう酸水注入</p> <p> (f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p> (e) 制御棒挿入</p> <p> (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p> b. 手順等</p> <p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」</u>(原子炉出力)</p> <p>(2) <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」</u></p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料1.1.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料1.1.3 原子炉自動スクラム設定値リスト</p> <p>添付資料1.1.4 <u>A T W S緩和設備(代替制御棒挿入機能) 説明図</u></p> <p>添付資料1.1.5 <u>A T W S緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) 説明図</u></p> <p>添付資料1.1.6 重大事故対策の成立性</p> <p style="text-align: center;"><u>1. 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」</u></p>	<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p> a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p> (a) 原子炉緊急停止</p> <p> (b) <u>原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</u></p> <p> (c) <u>自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</u></p> <p> (d) ほう酸水注入</p> <p> (e) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p> (f) 制御棒挿入</p> <p> (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p> b. 手順等</p> <p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) <u>E O P「スクラム」</u>(原子炉出力)</p> <p>(2) <u>E O P「反応度制御」</u></p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.1.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.1.3 原子炉自動スクラム設定値リスト</p> <p>添付資料1.1.4 <u>A T W S緩和設備(代替制御棒挿入機能) 説明図</u></p> <p>添付資料1.1.5 <u>A T W S緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 説明図</u></p> <p>添付資料 1.1.6 重大事故対策の成立性</p> <p style="text-align: center;"><u>1. E O P「スクラム」(原子炉出力)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>2. E O P「反応度制御」</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 「自動減圧起動阻止スイッチ」と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を別々に設置(以下, ①の相違)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, A T W S緩和設備説明図を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 中央制御室操作についても</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1. 1. 4 解釈一覧</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 操作手順の解釈一覧 2. <u>各号炉の弁番号及び弁名称一覧</u> 	<p>(1) <u>スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作</u></p> <p>(2) <u>スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作</u></p> <p>添付資料1. 1. 7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方について</p> <p>添付資料1. 1. 8 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて</p> <p>添付資料1. 1. 9 <u>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」における優先順位の考え方について</u></p> <p>添付資料1. 1. 10 解釈一覧</p> <p>添付資料 1. 1. 11 手順のリンク先について</p>	<p>添付資料1. 1. 7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方について</p> <p>添付資料1. 1. 8 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて</p> <p>添付資料1. 1. 9 <u>EOP「反応度制御」における優先順位の考え方について</u></p> <p><u>添付資料 1. 1. 10 タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要について</u></p> <p>添付資料 1. 1. 11 解釈一覧</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. <u>操作手順の解釈一覧</u> 2. <u>弁番号及び弁名称一覧</u> <p>添付資料 1. 1. 12 <u>手順のリンク先について</u></p>	<p>作業の成立性を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手順等における設定根拠の考え方を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手動スクラムにおける設備の位置付けを記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、反応度制御における手順の優先順位の考え方を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要について記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、解釈一覧の見出し項目を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手順のリンク先を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。 (2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。 b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。 c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。 (3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制す</p>	<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。 (2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。 b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。 c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。 (3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制す</p>	<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。 (2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。 b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。 c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。 (3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制す</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>るため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。</p> <p>この設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1.1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、設計基準事故対処設備による対応手段並びに柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすこと<u>や全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、設計基準事故対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>るため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。</p> <p>この設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1-1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすこと<u>や全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>るため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。</p> <p>この設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉保護系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1-1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、<u>設計基準事故対処設備による対応手段並びに</u>柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>すべての</u>要求事項を満たすこと<u>やすべての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十四条及び「技術基準規則」第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、<u>設計基準事故対処設備及び</u>自主対策設備との関係を明確にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i. 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 <u>（水圧駆動）</u> ・ 制御棒駆動系配管 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 	<p style="text-align: center;">(添付資料1.1.8)</p> <p>ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i）原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ <u>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ 制御棒駆動系配管・弁 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> 	<p style="text-align: center;">(添付資料 1.1.8)</p> <p style="text-align: center;">・ <u>非常用交流電源設備</u></p> <p>ii 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 	<p>6/7 は、電動駆動を有するため水圧駆動を識別（以下、②の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>【柏崎 6/7，東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、手動スイッチを ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理（以下、③の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理（以下、④の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 ATWSが発生した場合に、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は原子炉冷却材再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により4台、原子炉水位低(レベル2)の信号により残りの6台の原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。原子炉冷却材再循環ポンプが自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p>原子炉冷却材再循環ポンプの停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 	<p>(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 ATWSが発生した場合に、代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>代替再循環系ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下(レベル2)の信号により再循環系ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。</p> <p>再循環系ポンプが自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p>再循環系ポンプの停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ・再循環系ポンプ遮断器 ・低速度用電源装置遮断器 	<p>(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 ATWSが発生した場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により原子炉再循環ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。</p> <p>原子炉再循環ポンプが自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p>原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉再循環ポンプ部分台数トリップなし</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、手動スイッチをATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)の一部として整理(以下、⑤の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整する。東海第二は、再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており、低出力では低速度電源、ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用(以下、⑥の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・非常用交流電源設備</p> <p>(c) 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 ATWS が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する手段がある。 自動減圧系の起動阻止スイッチにより原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。</p> <p>・自動減圧系の起動阻止スイッチ</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>(d) ほう酸水注入 ATWS が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にする手段がある。 上記「(b) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」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十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。 ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う原子炉冷却材再循環ポンプの停止操作及び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操作の実施後とする。これにより、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。 ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。</p> <p>・ほう酸水注入系ポンプ</p>	<p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(c) 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 ATWS が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する手段がある。 自動減圧系の起動阻止スイッチにより原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。</p> <p>・自動減圧系の起動阻止スイッチ</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(d) ほう酸水注入 ATWS が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にする手段がある。 上記「(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」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十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。 ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う再循環系ポンプの停止操作及び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操作の実施後とする。これにより、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。 ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。</p> <p>・ほう酸水注入ポンプ</p>	<p>・非常用交流電源設備</p> <p>(c) 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ATWS が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する手段がある。 自動減圧系等の起動阻止スイッチにより原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。</p> <p>・自動減圧起動阻止スイッチ</p> <p>・<u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>(d) ほう酸水注入 ATWS が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にする手段がある。 上記「(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」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十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。 ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う原子炉再循環ポンプの停止操作並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。これにより、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。 ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。</p> <p>・ほう酸水注入ポンプ</p>	<p>違)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 <p>(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p><u>上記「(b)原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても、原子炉出力が高い場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作にて原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより、原子炉冷却材の自然循環量を減少させ、発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。</u></p> <p>原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水制御系 ・給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ） ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p><u>上記「(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても、原子炉出力が高い場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作にて原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより、原子炉冷却材の自然循環流量を減少させ、発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。</u></p> <p>原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水制御系 ・給水系（<u>タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ</u>） ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・<u>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）</u> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 <p>(e) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作にて原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより、原子炉冷却材の自然循環量を減少させ、発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉水位制御系</u> ・<u>復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）</u> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・<u>非常用交流電源設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 配管構成の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、タービンバイパス弁容量が大きいので、発電用原子炉が隔離状態でなければ原子炉出力の高低に係わらず格納容器への蒸気流出は起こらないため、水位低下操作は不要 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器内の水位低下操作において水位制御で使用する設備としてタービン駆動給水ポンプに期待しない（以下、⑦の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(e) 制御棒挿入</p> <p>ATWS が発生した場合に、上記「(a) 原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、<u>自動又は手動操作により制御棒を挿入する手段がある。</u></p> <p><u>i. 制御棒自動挿入</u></p> <p><u>原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号が発信されたにもかかわらず全制御棒が緊急挿入しなかった場合においても、電動駆動にて全制御棒を自動で全挿入する。</u></p> <p><u>電動駆動にて制御棒を自動で挿入する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</u> ・ <u>制御棒操作監視系</u> ・ <u>制御棒</u> ・ <u>制御棒駆動機構 (電動駆動)</u> ・ <u>非常用交流電源設備</u> <p><u>ii. 制御棒手動挿入</u></p> <p><u>中央制御室でのスクラムテストスイッチ及び原子</u></p>	<p>(e) 制御棒挿入</p> <p>ATWS が発生した場合に、上記「(a) 原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、手動操作により制御棒を挿入する手段がある。</p> <p>i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 選択制御棒挿入機構 ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ 制御棒駆動系配管・弁 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> <p>ii) 制御棒手動挿入</p> <p><u>中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用</u></p>	<p>(f) 制御棒挿入</p> <p>ATWS が発生した場合に、上記「(a) 原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、手動操作により制御棒を挿入する手段がある。</p> <p><u>i. 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</u></p> <p><u>ATWS が発生した場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。</u></p> <p><u>選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>選択制御棒挿入機構</u> ・ <u>制御棒</u> ・ <u>制御棒駆動機構</u> ・ <u>制御棒駆動水圧系 配管・弁</u> ・ <u>制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット</u> ・ <u>非常用交流電源設備</u> <p><u>ii. 制御棒手動挿入</u></p> <p><u>補助盤室でのスクラムテストスイッチ及び原子炉</u></p>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、水圧駆動 (手動) のみ</p> <p>・ 運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、自主対策設備として選択制御棒挿入機構を整備</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、電動駆動での制御棒挿入機能がないため自動挿入 (フォローイン) なし</p> <p>・ 設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉緊急停止系電源スイッチの操作、中央制御室からの手動操作による制御棒電動挿入により制御棒を挿入する。</p> <p><u>水圧駆動にて制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> スクラムテストスイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチ <ul style="list-style-type: none"> 制御棒 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット <p><u>制御棒を手動で電動挿入する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構 (電動駆動) 非常用交流電源設備 	<p><u>ヒューズの引抜き操作</u>、中央制御室からの手動操作による制御棒挿入、現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作又は現場でのスクラム個別スイッチの操作により制御棒を挿入する。</p> <p>制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム個別スイッチ スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ <ul style="list-style-type: none"> スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット <ul style="list-style-type: none"> 制御棒操作監視系 非常用交流電源設備 	<p><u>保護系電源スイッチの操作並びに中央制御室からの手動操作による制御棒挿入</u>、現場でのスクラムパイロット弁制御用空気系の排出操作により制御棒を挿入する。</p> <p>制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラムテストスイッチ 原子炉保護系電源スイッチ <ul style="list-style-type: none"> スクラムパイロット弁計器用配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット <ul style="list-style-type: none"> 制御棒手動操作・監視系 非常用交流電源設備 	<p>【柏崎6/7, 東海第二】 設置場所の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉保護系電源スイッチ操作(1.1.1(2)a.(f)ii)により当該設備を用いた手段を包絡(以下、⑧の相違) ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電動での制御棒挿入機能なし(以下、⑨の相違) ・運用の相違 【柏崎6/7】 対応手段の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 対応手段の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉緊急停止で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)、制御棒、制御棒駆動機構 (水圧駆動)、制御棒駆動系配管及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u>及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>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で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチは重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が</p>	<p><u>・燃料給油設備</u></p> <p>(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉緊急停止で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)、<u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ</u>、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系配管・弁、制御棒駆動系水圧制御ユニット、非常用交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)、<u>再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ</u>、<u>低速度用電源装置遮断器手動スイッチ</u>、<u>再循環系ポンプ遮断器</u>、<u>低速度用電源装置遮断器</u>、非常用交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、非常用交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>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で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチ、非常用交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が</p>	<p>(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉緊急停止で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)、制御棒、制御棒駆動機構、<u>制御棒駆動水圧系配管・弁</u>及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (<u>設計基準拡張</u>) として位置付ける。</p> <p>原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (<u>設計基準拡張</u>) として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)</u> 及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、自動減圧起動阻止スイッチ及び<u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ③、④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑤、④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 配管構成の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 ①の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>全て網羅</u>されている。 (添付資料 1. 1. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>手動スクラムボタン</u>、原子炉モードスイッチ「停止」 運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、<u>手動スクラムボタン</u>の操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、主スクラム回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備 耐震性がないものの、常用電源が健全であれば給水系（電動駆動<u>原子炉給水ポンプ</u>）による原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることから、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心<u>注水系</u>による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。 ・スクラムテストスイッチ 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の 	<p><u>全て網羅</u>されている。 (添付資料1. 1. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>手動スクラム・スイッチ</u>、原子炉モード・スイッチ「停止」 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、<u>手動スクラム・スイッチ</u>の操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<u>原子炉緊急停止系の回路</u>を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備 耐震性がないものの、常用電源が健全であれば給水系（<u>タービン駆動給水ポンプ</u>及び<u>電動駆動給水ポンプ</u>）による原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることから、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心<u>スプレイ系</u>による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。 ・<u>選択制御棒挿入機構</u> あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。 ・スクラム<u>個別</u>スイッチ 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、<u>現場</u>に設置してある当該スイッチを操作 	<p><u>すべて網羅</u>されている。 (添付資料 1. 1. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>併せて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉手動スクラムP.B</u>、原子炉モード・<u>スイッチ</u>「停止」 運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、<u>原子炉手動スクラムP.B</u>の操作及び原子炉モード・<u>スイッチ</u>を「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<u>主スクラム回路</u>を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備 耐震性がないものの、常用電源が健全であれば復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることから、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心<u>スプレイ系</u>による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。 ・<u>選択制御棒挿入機構</u> <u>あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。</u> ・スクラム<u>テスト</u>スイッチ 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、<u>補助盤室</u>に設置してある当該スイッチを 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑦の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、自主対策設備として選択制御棒挿入機構を整備 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動機構（電動駆動）</u>、<u>制御棒操作監視系</u> 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉緊急停止系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、<u>電動駆動</u>で制御棒を挿入する手段として有効である。<u>なお、電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。</u> ・原子炉緊急停止系電源スイッチ 原子炉緊急停止系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。 <p>b. 手順等 上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、ATWS時における運転員による一連の対応として事故時<u>運転操作手順書</u>（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）に定める（第1.1.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1.2表）。</p>	<p>することで制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒操作監視系</u> 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。 ・<u>スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ</u> <u>全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</u> ・<u>スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁</u> 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。 <p>b. 手順等 上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、ATWS時における運転員等^{※2}による一連の対応として「<u>非常時運転手順書Ⅱ</u>（徴候ベース）」及び「<u>AM設備別操作手順書</u>」に定める（第1.1-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1-2表）。</p> <p><u>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p>	<p>操作することで制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒手動操作・監視系</u> 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段として有効である。 ・<u>原子炉保護系電源スイッチ</u> <u>原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</u> ・<u>スクラムパイロット弁計装用配管・弁</u> <u>全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に設置してある計装用配管内の制御用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</u> <p>b. 手順等 上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、ATWS時における運転員による一連の対応として事故時<u>操作要領書</u>（徴候ベース）（以下「EOP」という。）に定める（第1.1-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1-2表）。</p>	<p>【柏崎6/7、東海第二】 設置場所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 対応手段の相違 ・体制の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央制御室運転員にて対応 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、EOPにて対応

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) EOP「スクラム」(原子炉出力)</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>EOP「スクラム」(原子炉出力)における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1.2図に、タイムチャートを第1.1.3図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員Aは、原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える。</p>	<p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」</u>(原子炉出力)</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p><u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」</u>(原子炉出力)における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-2図に、タイムチャートを第1.1-3図に示す。</p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、<u>手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び手動による代替制御棒挿入機能を作動させるように指示する。</u></p> <p>②<u>運転員等は中央制御室にて、スクラム警報の発生</u>の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。</p> <p>③<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功</u>していない場合は、<u>手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム</u>を実施する。</p> <p>④<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチ</u>を「停止」位置に切り替える。</p>	<p>1.1.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) <u>EOP「スクラム」</u>(原子炉出力)</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p><u>EOP「スクラム」</u>(原子炉出力)における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-2図に、タイムチャートを第1.1-3図に示す。</p> <p>①<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、<u>原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)</u>を指示する。</p> <p>②<u>中央制御室運転員A</u>は、スクラム警報の発報の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。</p> <p>③<u>中央制御室運転員A</u>は、原子炉スクラムが成功していない場合は、<u>原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)</u>を実施する。</p> <p>④<u>中央制御室運転員A</u>は、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える。</p>	<p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施(以下、⑩の相違)</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、手順⑤にて実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒が全挿入とならず、未挿入の制御棒が<u>ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多い場合は、ATWSと判断し、中央制御室運転員にEOP「反応度制御」へ移行を指示する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからEOP「反応度制御」への移行まで1分以内で可能である。</u></p> <p>(2) EOP「反応度制御」</p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 EOP「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、<u>ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。</u> なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もATWSと判断する。</p> <p>b. 操作手順 EOP「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1.4図に、概要図を第1.1.5図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。</p>	<p><u>⑤運転員等は中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。</u></p> <p>⑥発電長は、上記⑤の操作を実施しても全制御棒全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合は、ATWSと判断し、<u>運転員等に非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。</u></p> <p>(2) <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」</u></p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。</u> なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もATWSと判断する。</p> <p>b. 操作手順 <u>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図及び第1.1-5図に、概要図を第1.1-6図及び第1.1-7図に、タイムチャートを第1.1-8図に示す。</u></p>	<p>⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒が全挿入とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合は、ATWSと判断し、<u>中央制御室運転員にEOP「反応度制御」へ移行を指示する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからEOP「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。</u> <u>(添付資料1.1.6)</u></p> <p>(2) EOP「反応度制御」</p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 EOP「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、<u>制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。</u> なお、<u>制御棒手動操作・監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もATWSと判断する。</u></p> <p>b. 操作手順 EOP「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図及び第1.1-5図に、概要図を第1.1-6図に、タイムチャートを第1.1-7図に示す。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、手順③にて実施</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、ペアロッドなし(以下、⑩の相違)</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 設備構成、対応手段、対応する要員及び所要時間の相違(以下、⑫の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能が作動していない場合又は原子炉冷却材再循環ポンプが部分台数のみ停止している場合は、手動操作により停止していない原子炉冷却材再循環ポンプを停止する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作を実施する。</p> <p>④当直副長は、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作が完了したことを確認し、中央制御室運転員にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系ポンプ(A)又は(B)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプA」位置(B系を起動する場合は「ポンプB」位置)にすることで、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が全開となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。)を実施し、併せて、ほう酸水注入系タンク液位指示値の低下、平均出力領域モニタ指示値及び起動領域モニタ指示値の低下を確認する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、代替再循環系ポンプトリップ機能による再循環系ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替再循環系ポンプトリップ機能が作動していない場合は、手動操作により再循環系ポンプを停止する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する。</p> <p>④発電長は、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作が完了したことを確認し、運転員等にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ(A)又は(B)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置(B系を起動する場合は「SYS B」位置)にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。)を実施し、併せて、ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下を確認する。</p>	<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、手動操作により原子炉再循環ポンプを停止する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する。</p> <p>④当直副長は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作が完了したことを確認し、中央制御室運転員にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入ポンプ(A)又は(B)の起動操作(SLC起動操作スイッチを「A系統」位置(B系を起動する場合は「B系統」位置)にすることで、A(B)-SLCタンク出口弁及びA(B)-SLC注入弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。)を実施し、併せて、ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下、平均出力領域計装指示値、中間領域計装指示値又は中性子源領域計装指示値の低下を確認する。</p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉再循環ポンプ部分台数トリップなし</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 及び東海第二はSRNMのため常時監視可能、島根 2号</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑥中央制御室運転員 A は、<u>原子炉出力が 60%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を 3%以下に維持する。</u></p> <p>原子炉出力を 3%以下に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 1.5）以上に維持するよう原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	<p>⑥発電長は、<u>運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプを起動する。</u></p> <p>⑧発電長は、<u>サプレッション・プール水温度指示値が 106℃に到達した場合は、運転員等にサプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。</u></p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。</u></p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉出力が55%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を3%未満に維持する。</u></p> <p>原子炉出力を3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル 1）より+500mm ～ +1,500mmに維持するよう原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	<p>⑥中央制御室運転員 B は、<u>発電用原子炉が隔離状態の場合は、復水・給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動機駆動給水ポンプ）による注水を停止し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を 3%未満に維持する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）により、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル 1 H）を下回らないよう水位を制御し、原子炉出力を 3%未満に維持する。</u></p> <p>原子炉出力を 3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 1 H）以上に維持する。</p>	<p>炉は必要により I RM 及び S RM を挿入し監視を行う</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】 島根 2号炉は、手順⑨にて実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、タービンバイパス弁容量が大きいため、発電用原子炉が隔離状態でなければ原子炉出力の高低に係わらず格納容器への蒸気流出は起こらないため、水位低下操作は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、タービン駆動給水ポンプが運転継続している場合を想定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉隔離状態の場合、給水を全閉することから、復水・給水系の停</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、以下の操作により制御棒を挿入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉手動スクラム操作 手動操作による代替制御棒挿入機能の作動 <p>・制御棒手動挿入操作(制御棒自動挿入が作動しない場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラムテストスイッチの操作 原子炉緊急停止系電源スイッチの操作 <p>⑧当直副長は、上記⑦の操作を実施中に<u>制御棒をベアロッド 1 組以下まで挿入完了した場合又は未挿入の制御棒を 16 ステップ以下 (0 ステップが全挿入位置, 200 ステップが全引抜き位置) まで挿入完了した場合は、中央制御室運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。</u></p> <p>制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、中央制御室運転員にほう酸</p>	<p>⑩運転員等は<u>中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて、以下の操作により制御棒を挿入する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 手動操作による代替制御棒挿入機能の作動 手動操作による選択制御棒挿入機構の作動 <p>・制御棒手動挿入操作</p> <p>・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作</p> <p>・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作 原子炉スクラム・リセット後の手動操作による代替制御棒挿入機能の作動 原子炉スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作 <p>⑫発電長は、上記⑩の操作を実施中に全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜き位置 (全制御棒 “02” 位置) まで挿入完了した場合は、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。</p> <p>制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、運転員等にほう酸水注入系の停</p>	<p>⑦中央制御室運転員 A 及び B 又は現場運転員 C 及び D は、以下の操作により制御棒を挿入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉手動スクラム操作 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動操作) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 (手動操作) 制御棒手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作 スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作 原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作 スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作 原子炉スクラムリセット後の手動スクラム P B による原子炉手動スクラム操作 原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動操作) 原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作 <p>⑧当直副長は、上記⑦の操作を実施中に全制御棒全挿入又は 1 本のみ制御棒未挿入の状態まで挿入完了した場合は、中央制御室運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。</p> <p>制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、中央制御室運転員にほう酸</p>	<p>止を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できない場合の手順を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備及び運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>対応要員の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対応手段の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>対応手段の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、EOP 「反応度制御」導入条件を採用</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水注入系の停止を指示する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止：<u>1 分以内</u> 自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動阻止：<u>1 分以内</u> ほう酸水注入開始：<u>1 分以内</u> 	<p>止を指示する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員) 2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 代替再循環系ポンプトリップ機能の作動確認完了：<u>1 分以内</u> 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作完了：<u>2分以内</u> ほう酸水注入系の起動操作完了：<u>4分以内</u> 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)操作完了：<u>15分以内</u> 	<p>水注入系の停止を指示する。</p> <p>⑨当直副長は、<u>中央制御室運転員に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)の起動を指示する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員Bは、<u>残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)を起動する。</u></p> <p>⑪当直副長は、<u>サブプレッション・プール水温度指示値が規定値に到達した場合は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。</u></p> <p>⑫中央制御室運転員Bは、<u>手動操作(タービントリップPB)により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：<u>1分30秒以内</u> 自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作完了：<u>2分30秒以内</u> ほう酸水注入系の起動操作完了：<u>5分30秒以内</u> 残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)操作完了：<u>46分30秒以内</u> 	<p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二は、ペアロッドがなく全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置までの挿入</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二は、手順⑥にて実施</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、A T W S 時におけるサブプレッション・プール水温度上昇時の抑制操作を記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、A T W S 時におけるサブプレッション・プール水温度上昇時の抑制操作を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始 : <u>1分以内</u> ・制御棒挿入操作開始 : <u>2分以内</u> ・スクラムテストスイッチ操作完了 : <u>約7分</u> ・原子炉緊急停止系電源スイッチ操作完了 : <u>約10分</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始 : <u>4分以内</u> ・制御棒手動挿入操作開始 : <u>139分以内</u> ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作完了 : <u>27分以内</u> ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了 : <u>13分以内</u> ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了 : <u>14分以内</u> ・原子炉スクラム・リセット後の原子炉手動スクラム操作完了 : <u>23分以内</u> ・原子炉スクラム・リセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了 : <u>34分以内</u> <p>現場対応を運転員等 (当直運転員) 2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始 : <u>5分30秒以内</u> ・制御棒手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作開始 : <u>6分30秒以内</u> ・原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動操作) 完了 : <u>6分以内</u> ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 (手動操作) 完了 : <u>6分30秒以内</u> ・原子炉スクラムリセット後の原子炉手動スクラム操作完了 : <u>16分以内</u> ・原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動操作) 完了 : <u>26分30秒以内</u> <p>現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の想定時間は以下のとおり。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】⑫の相違 ・設備及び運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】島根2号炉は、現場運転員が実施 ・運用の相違【東海第二】⑧の相違 ・運用の相違【東海第二】対応手段の相違 ・記載表現の相違【柏崎6/7】島根2号炉は、反応度制御における原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作についても想定時間を記載 ・体制及び運用の相違【東海第二】⑫の相違 ・運用の相違【柏崎6/7】対応手段の相違 ・体制及び運用の相違【東海第二】⑫の相違 ・記載表現の相違【柏崎6/7】島根2号炉は、現場

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 1. 7 図に示す。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、EOP「スクラム」(原子炉出力) に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</p> <p>手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、</p>	<p>スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：<u>72分以内</u></p> <p>スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：<u>139分以内</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6 添付資料1.1.7, 添付資料1.1.9)</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-9図に示す。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、<u>非常時運転手順書II(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</u></p> <p>手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作を実施しても発電用原子炉の</p>	<p><u>スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：15分30秒以内</u></p> <p><u>原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作完了：21分30秒以内</u></p> <p><u>スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作完了：36分30秒以内</u></p> <p><u>原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：46分30秒以内</u></p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6, 添付資料1.1.7, 添付資料1.1.9)</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-8図に示す。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、EOP「スクラム」(原子炉出力)に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である原子炉手動スクラムPBの操作、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</p> <p>原子炉手動スクラムPBの操作、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の</p>	<p>作業を実施することから想定時間を記載</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 対応手段の相違</p> <p>・設備及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、現場運転員が実施</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 対応手段の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、現場作業を実施することから成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「反応度制御」に従い、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。</p> <p>また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。</p> <p>さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備への燃料給油手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。<u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」</u>に従い、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び<u>過渡時自動減圧機能</u>の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。</p> <p>また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。</p> <p>さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備への燃料給油手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「反応度制御」に従い、<u>原子炉再循環ポンプ停止</u>による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。</p> <p>また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。</p> <p>さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。</p> <p>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</u></p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、A T W S時におけるサブプレッション・プール水温度上昇時の抑制操作を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
<p>第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順</p> <p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順</p> <p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順</p> <p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>対応設備の相違による表の内容の相違(詳細は1.1.1(2)対応手段と設備の選定の結果に記載)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止について, 対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/3)にて記載</p>																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">原子炉緊急停止系</td> <td rowspan="3">原子炉手動スクラム</td> <td>手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット</td> <td>事故時運転手順書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備</td> <td>自主対策設備 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替冷却材内循環ポンプ・トリップ機能) ※2 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準仕様)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ</td> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準仕様)</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	事故時運転手順書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替冷却材内循環ポンプ・トリップ機能) ※2 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準仕様)	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	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 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準仕様)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">原子炉緊急停止系</td> <td rowspan="3">原子炉手動スクラム</td> <td>手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット</td> <td>自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ</td> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	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 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">原子炉保護系</td> <td rowspan="3">原子炉手動スクラム</td> <td>原子炉手動スクラムPB ※1 原子炉モード・スイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備</td> <td>事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td rowspan="3">原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</td> <td>ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ</td> <td>自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉保護系	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムPB ※1 原子炉モード・スイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	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 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」	<p>※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に, 原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり, 重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p> <p>※3: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																													
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	事故時運転手順書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)																																																																												
			原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替冷却材内循環ポンプ・トリップ機能) ※2 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準仕様)																																																																												
	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
			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 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準仕様)																																																																												
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																													
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																												
			再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
			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 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																													
フロントライン系故障時	原子炉保護系	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムPB ※1 原子炉モード・スイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																												
			原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
	原子炉出力抑制	原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)																																																																													
			再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
			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 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「反応度制御」																																																																												
<p>※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に, 手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり, 重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p> <p>※3: 代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入機能がある。</p> <p>※4: 制御棒自動挿入は, 運転員による操作不要の制御棒挿入機能である。</p>	<p>※1: 代替制御棒挿入機能は, 運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。</p> <p>※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p> <p>※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に, 原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり, 重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p> <p>※3: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>																																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																		
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">フロントライン系故障時</td> <td>原子炉緊急停止系</td> <td>ほう酸水注入</td> <td>ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧中心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備</td> <td>事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」 重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)</td> </tr> <tr> <td>制御棒自動挿入(電動挿入)</td> <td>ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)※2, ※3 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備</td> <td>自主対策設備</td> <td>— ※4</td> </tr> <tr> <td>制御棒手動挿入(水圧挿入)</td> <td>スクラムテストスイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット</td> <td>自主対策設備</td> <td>事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td>制御棒手動挿入(電動挿入)</td> <td>制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備</td> <td>自主対策設備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</td> <td>給水制御系 給水系(電動駆動原子炉給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧中心注水系</td> <td>自主対策設備</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3: 代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入機能がある。 ※4: 制御棒自動挿入は、運転員による操作不変の制御棒挿入機能である。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧中心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」 重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)	制御棒自動挿入(電動挿入)	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)※2, ※3 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備	自主対策設備	— ※4	制御棒手動挿入(水圧挿入)	スクラムテストスイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」	制御棒手動挿入(電動挿入)	制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備	自主対策設備		原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	給水制御系 給水系(電動駆動原子炉給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧中心注水系	自主対策設備		<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/3)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">フロントライン系故障時</td> <td>原子炉緊急停止系</td> <td>ほう酸水注入</td> <td>ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒挿入による原子炉出力抑制</td> <td>選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3</td> <td>自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(スクラム個別)制御棒挿入の操作</td> <td>スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット</td> <td>自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」 AM設備別操作手順書</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒挿入(スクラム・パイロット弁)制御器用ヒューズ</td> <td>スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット</td> <td>自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」		制御棒挿入による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」		(スクラム個別)制御棒挿入の操作	スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」 AM設備別操作手順書		制御棒挿入(スクラム・パイロット弁)制御器用ヒューズ	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/3)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td>原子炉保護系</td> <td>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</td> <td>自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ほう酸水注入</td> <td>ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧輸出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備</td> <td>重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</td> <td>選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備</td> <td>自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「反応度制御」</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP/Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉保護系	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	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)		ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧輸出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「反応度制御」	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対応設備の相違による表の内容の相違(詳細は1.1.1(2)対応手段と設備の選定の結果に記載) 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 【東海第二】 ⑧の相違 記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/2)にて記載 【東海第二】 東海第二は、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)にて記載
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																	
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧中心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」 重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)																																																																	
	制御棒自動挿入(電動挿入)	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)※2, ※3 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備	自主対策設備	— ※4																																																																	
	制御棒手動挿入(水圧挿入)	スクラムテストスイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構(水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「反応度制御」																																																																	
	制御棒手動挿入(電動挿入)	制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構(電動駆動) 非常用交流電源設備	自主対策設備																																																																		
	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	給水制御系 給水系(電動駆動原子炉給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧中心注水系	自主対策設備																																																																		
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																	
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」																																																																	
		制御棒挿入による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」																																																																	
		(スクラム個別)制御棒挿入の操作	スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」 AM設備別操作手順書																																																																	
		制御棒挿入(スクラム・パイロット弁)制御器用ヒューズ	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「反応度制御」																																																																	
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																	
フロントライン系故障時	原子炉保護系	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	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)																																																																	
		ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧輸出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準状態)																																																																	
		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「反応度制御」																																																																	

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/3)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	(手動操作による制御棒挿入)	制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」
		制御棒挿入(スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)	制御棒 制御棒駆動機構 スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 AM設備別操作手順書
		原子炉圧力容器内の水位低下操作	給水制御系 給水系(タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」

※1: 代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。
 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/3)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ 原子炉保護系電源スイッチ スクラムパイロット弁計器用配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 制御棒手動操作・監視系 非常用交流電源設備	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」
		原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	原子炉水位制御系 復水・給水系(電動機駆動給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 非常用交流電源設備	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」

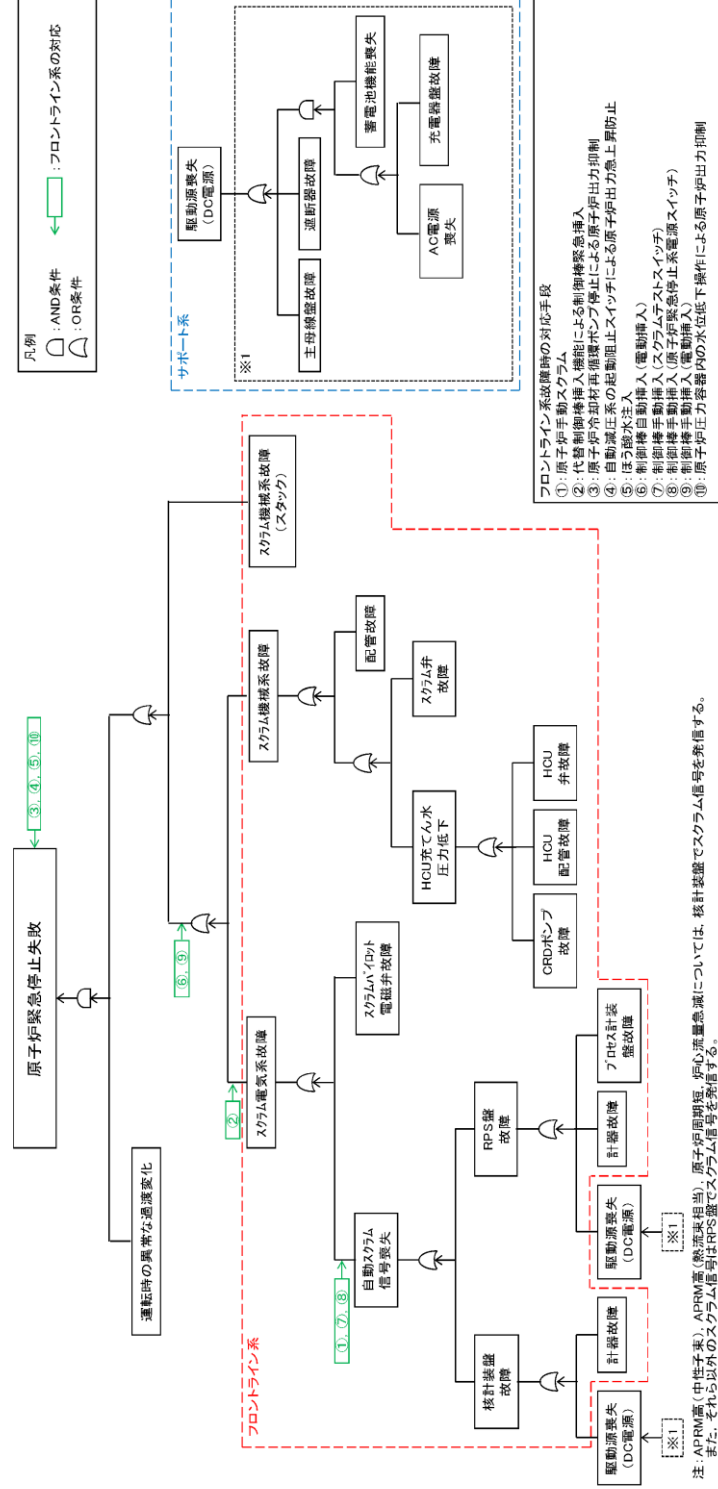
※1: 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対応設備であり、重大事故等対応設備とは位置付けない。
 ※2: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

- ・設備の相違
【東海第二】
 対応設備の相違による表の内容の相違(詳細は1.1.1(2)対応手段と設備の選定の結果に記載)
- ・記載表現の相違
【柏崎6/7】
 柏崎6/7は、原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制について、対応手段、対応設備、手順書一覧(2/2)にて記載

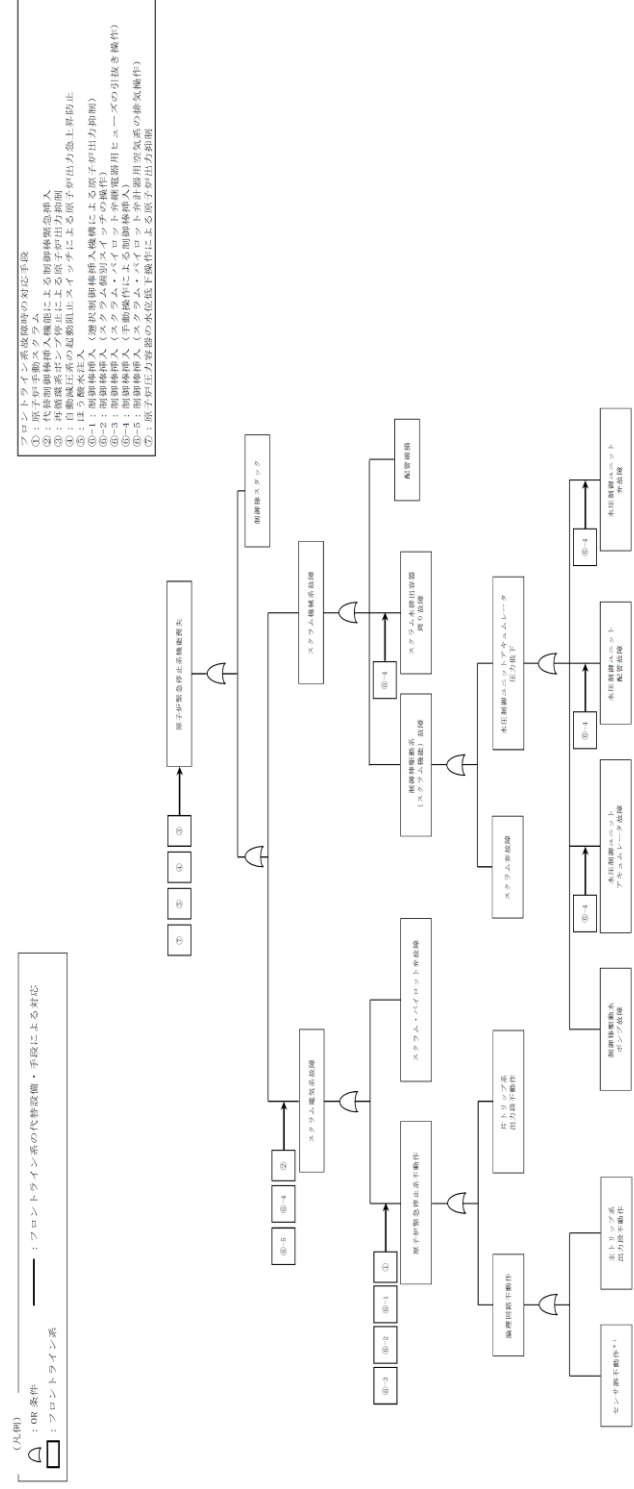
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																													
<p align="center">第 1. 1. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> <td>スクラム発生の有無</td> <td>スクラム警報</td> </tr> <tr> <td>スクラム要素</td> <td>原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化 ※1</td> </tr> <tr> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域モニタ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> <td rowspan="2">プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)			事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	スクラム発生の有無	スクラム警報	スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化 ※1	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	原子炉出力	平均出力領域モニタ	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	<p align="center">第 1. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> <td rowspan="4">原子炉スクラム発生の有無</td> <td>スクラム警報</td> </tr> <tr> <td>原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1</td> </tr> <tr> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉手動スクラム</td> <td rowspan="2">プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)</td> <td rowspan="2">プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)			非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉スクラム発生の有無	スクラム警報	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	平均出力領域計装 起動領域計装	原子炉手動スクラム	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	平均出力領域計装 起動領域計装	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	平均出力領域計装 起動領域計装	<p align="center">第 1. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1 / 3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 原子炉手動スクラム</td> <td rowspan="4">スクラム発生の有無</td> <td>スクラム警報</td> </tr> <tr> <td>スクラム要素</td> <td>原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1</td> </tr> <tr> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)</td> <td rowspan="2">プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)			事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	スクラム警報	スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対応手段における監視計器の相違</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)																																																																
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	スクラム発生の有無	スクラム警報																																																														
	スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化 ※1																																																														
	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																														
	原子炉出力	平均出力領域モニタ																																																														
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																														
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																													
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)																																																																
非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉スクラム発生の有無	スクラム警報																																																														
		原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1																																																														
		全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																														
		平均出力領域計装 起動領域計装																																																														
原子炉手動スクラム	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																														
		平均出力領域計装 起動領域計装																																																														
非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																														
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	平均出力領域計装 起動領域計装																																																													
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)																																																																
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	スクラム警報																																																														
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1																																																													
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																													
		原子炉出力	平均出力領域計装																																																													
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																													
監視計器一覧 (2/2)	監視計器一覧 (2/3)	監視計器一覧 (2 / 3)	・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対応手段における監視計器の相違																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制 (手動)</td> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作 RIP-ASD 受電遮断器開放状態 原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態 原子炉出力</td> <td>RIP-ASD 受電遮断器表示灯 原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 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</td> <td>操作 ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態</td> <td>ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態表示灯</td> </tr> <tr> <td>操作 未臨界の維持又は監視</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入</td> <td>操作 原子炉冷却材浄化系運転状態</td> <td>原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯</td> </tr> <tr> <td>操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧心注水系 (D) 系統流量 高圧心注水系 (C) 系統流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心注水系ポンプ (B) 吐出圧力 高圧心注水系ポンプ (C) 吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)</td> <td>操作 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>操作 原子炉出力</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入</td> <td>操作 プラント停止状態</td> <td>スクラム開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>操作 原子炉出力</td> <td>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制 (手動)	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 RIP-ASD 受電遮断器開放状態 原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態 原子炉出力	RIP-ASD 受電遮断器表示灯 原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 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	操作 ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態	ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態表示灯	操作 未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作 原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧心注水系 (D) 系統流量 高圧心注水系 (C) 系統流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心注水系ポンプ (B) 吐出圧力 高圧心注水系ポンプ (C) 吐出圧力	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 原子炉出力	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作 プラント停止状態	スクラム開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 原子炉出力	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	<table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書 II (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制</td> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>操作 再循環系ポンプ運転状態 原子炉出力</td> <td>再循環系ポンプ表示灯 平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 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</td> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>操作 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態</td> <td>自動減圧系及び過渡時自動減圧機能 起動阻止状態表示灯</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入</td> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>操作 未臨界の維持又は監視 原子炉冷却材浄化系運転状態</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位 原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書 II (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」			非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 再循環系ポンプ運転状態 原子炉出力	再循環系ポンプ表示灯 平均出力領域計装 起動領域計装	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 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	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能 起動阻止状態表示灯	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作 未臨界の維持又は監視 原子炉冷却材浄化系運転状態	平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位 原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	<table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力 抑制</td> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作 原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉出力</td> <td>原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉再循環ポンプ表示灯 平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装</td> </tr> <tr> <td>判断基準 プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止</td> <td>操作 自動減圧起動阻止、 代替自動減圧起動阻止状態</td> <td>「ADS/AM-ADS 起動阻止」警報</td> </tr> <tr> <td>操作 未臨界の維持又は監視</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 ほう酸水注入ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入</td> <td>操作 原子炉浄化系運転状態</td> <td>原子炉浄化系隔離弁表示灯</td> </tr> <tr> <td>操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉給水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心スプレイポンプ出口圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力 抑制	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	操作 原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉出力	原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉再循環ポンプ表示灯 平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止	操作 自動減圧起動阻止、 代替自動減圧起動阻止状態	「ADS/AM-ADS 起動阻止」警報	操作 未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 ほう酸水注入ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作 原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯	操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉給水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心スプレイポンプ出口圧力	・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、原子炉 圧力容器内の水位低下 操作について、監視計 器一覧 (3/3) にて記 載
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」																																																																																
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制 (手動)	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 RIP-ASD 受電遮断器開放状態 原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態 原子炉出力	RIP-ASD 受電遮断器表示灯 原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																														
		判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																													
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 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	操作 ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態	ADS 及び SA-ADS 起動阻止状態表示灯																																																																														
	操作 未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位																																																																														
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作 原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯																																																																														
	操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧心注水系 (D) 系統流量 高圧心注水系 (C) 系統流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心注水系ポンプ (B) 吐出圧力 高圧心注水系ポンプ (C) 吐出圧力																																																																														
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 原子炉出力	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																														
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作 プラント停止状態	スクラム開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 原子炉出力	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ																																																																														
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書 II (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」																																																																																
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 再循環系ポンプ運転状態 原子炉出力	再循環系ポンプ表示灯 平均出力領域計装 起動領域計装																																																																														
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 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	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能 起動阻止状態表示灯																																																																														
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
	操作 未臨界の維持又は監視 原子炉冷却材浄化系運転状態	平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位 原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯																																																																														
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																														
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」																																																																																
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力 抑制	判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																														
	操作 原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉出力	原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態 原子炉再循環ポンプ表示灯 平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装																																																																														
		判断基準 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																													
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止	操作 自動減圧起動阻止、 代替自動減圧起動阻止状態	「ADS/AM-ADS 起動阻止」警報																																																																														
	操作 未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 ほう酸水注入ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位																																																																														
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作 原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯																																																																														
	操作 原子炉出力 原子炉隔離状態の有無 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 主蒸気隔離弁開閉表示灯 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉給水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 高圧心スプレイポンプ出口圧力																																																																														

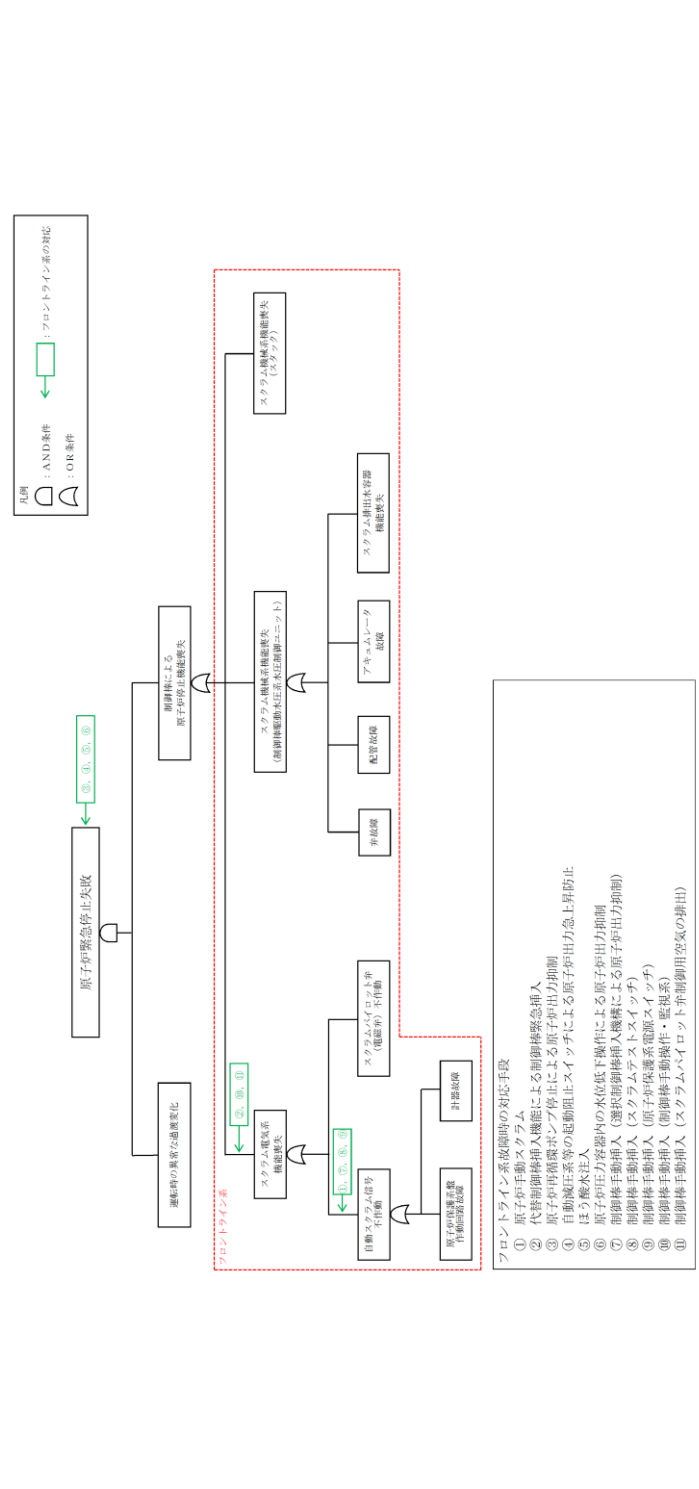
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
	<p>監視計器一覧 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉压力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制</td> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離状態の有無</td> <td>主蒸気隔離弁開閉表示灯</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</td> <td rowspan="2">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</td> <td rowspan="2">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入</td> <td rowspan="4">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 起動領域計装</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料1.1.3参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」			非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉压力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量	補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	<p>監視計器一覧 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉手動スクラム</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>スクラム発生の有無</td> <td>スクラム警報</td> </tr> <tr> <td>スクラム要素</td> <td>原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1</td> </tr> <tr> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)</td> <td rowspan="2">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</td> <td rowspan="2">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入</td> <td rowspan="4">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>スクラム弁閉閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>補助監視機能</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水差圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料1.1.3参照</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁閉閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	補助監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水差圧	<p>・設備の相違 【東海第二】 対応手段における監視計器の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、制御棒手動挿入について、監視計器一覧(2/2)にて記載</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																															
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 原子炉制御「反応度制御」																																																																																	
非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉压力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装																																																																														
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯																																																																														
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)																																																																														
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量																																																																														
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																																																														
非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装																																																																														
非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装																																																																														
非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装																																																																														
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																														
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧																																																																														
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																															
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」																																																																																	
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報																																																																														
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1																																																																														
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装																																																																														
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装																																																																														
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装																																																																														
事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁閉閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系																																																																														
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装																																																																														
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																														
		補助監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水差圧																																																																														



第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析

備考
 ・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備の相違に基づく
 機能喪失想定及び対応
 手段の相違

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
原子炉緊急停止失敗	運転時の異常な過渡変化 CRIによる原子炉停止機能喪失	スクラム機械系故障 (スタック)	配管故障	スクラム弁故障	HCU弁故障	HCU配管故障	CRDポンプ故障	
		スクラム機械系故障	HCU機能喪失	HCU充てん水圧力低下	HCU配管故障	CRDポンプ故障		
		スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障	自動スクラム信号喪失	RFS盤故障	計器故障	駆動源喪失(DC電源)	
					プロセス計装置故障	計器故障	駆動源喪失(DC電源)	
					計器故障	計器故障	駆動源喪失(DC電源)	
					核計装置故障	計器故障	駆動源喪失(DC電源)	

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.1.1図 機能喪失原因対策分析 (補足)

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

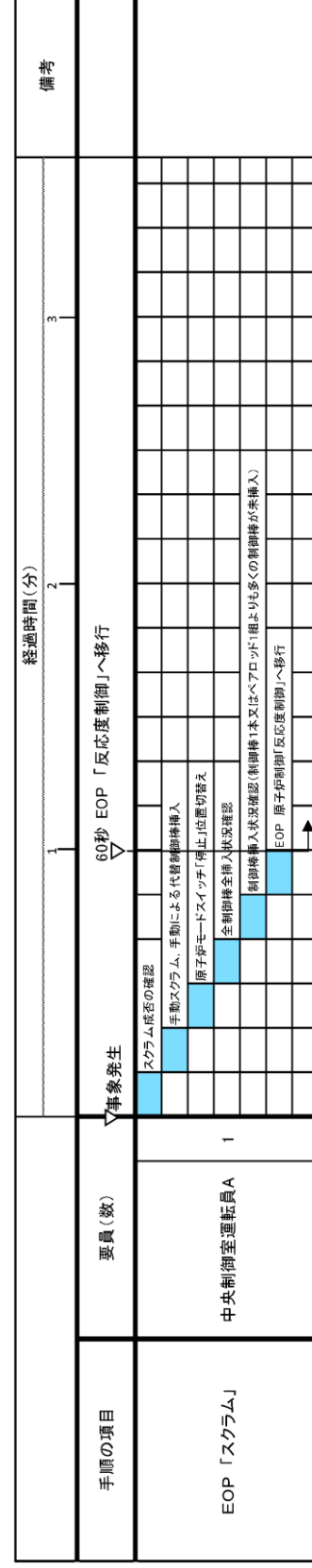
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4
原子炉緊急停止失敗	運転時の異常な過渡変化 制御棒による原子炉停止機能喪失	スクラム機械系機能喪失 (スタック)	配管故障	
		スクラム機械系機能喪失 (制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット)	弁故障	
			アキュムレータ故障	
			スクラム排出水容器機能喪失	
		スクラム電気系機能喪失	スクラムパイロット弁 (電磁弁) 不動作	
			自動スクラム信号不動作	
				原子炉保護系盤作動回路故障
				計器故障

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

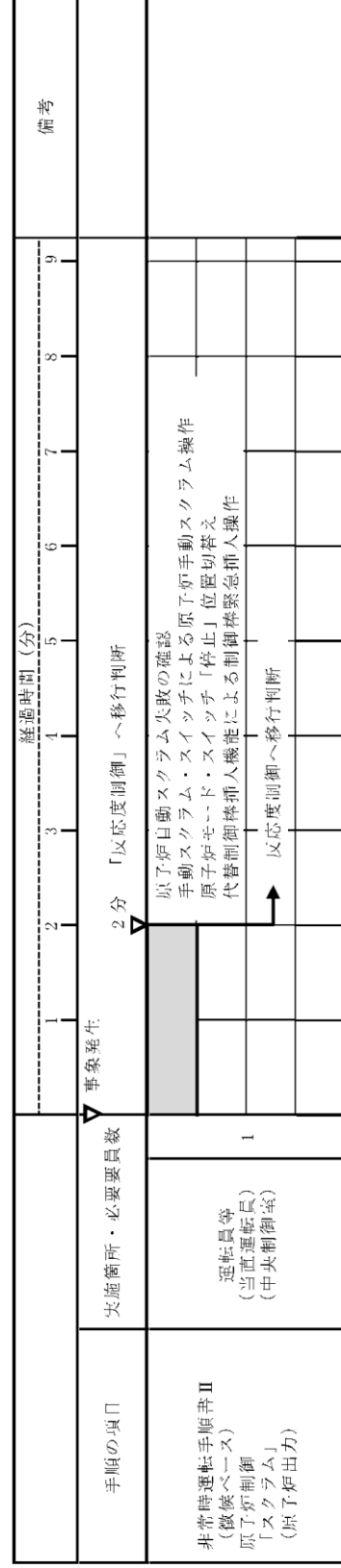
第1.1-1図 機能喪失原因対策分析 (補足)

・設備の相違
【柏崎 6/7】
 設備の相違に基づく機能喪失想定及び対応手段の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、機能喪失原因対策分析を基に設計基準事故対処設備の機能喪失に関連する機器について補足として表にて記載

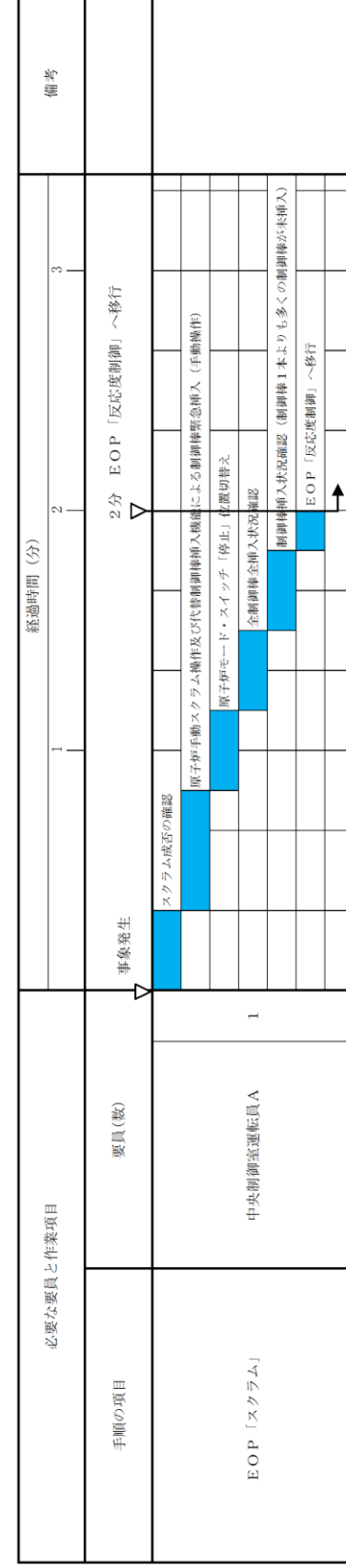
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 386 845 1717" style="border: 1px solid black; height: 634px; width: 227px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="884 625 920 1486" style="text-align: center;">第1.1.2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p>	<div data-bbox="955 394 1653 1717" style="border: 1px solid black; height: 630px; width: 235px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1676 268 1712 1843" style="text-align: center;">第1.1-2図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力) における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p>	<div data-bbox="1757 386 2490 1640" style="border: 1px solid black; height: 597px; width: 247px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1786 1675 2466 1753" style="text-align: center;">第1.1-2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p>	



第1.1.3 図 EOP 「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート



第1.1-3 図 非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力) タイムチャート

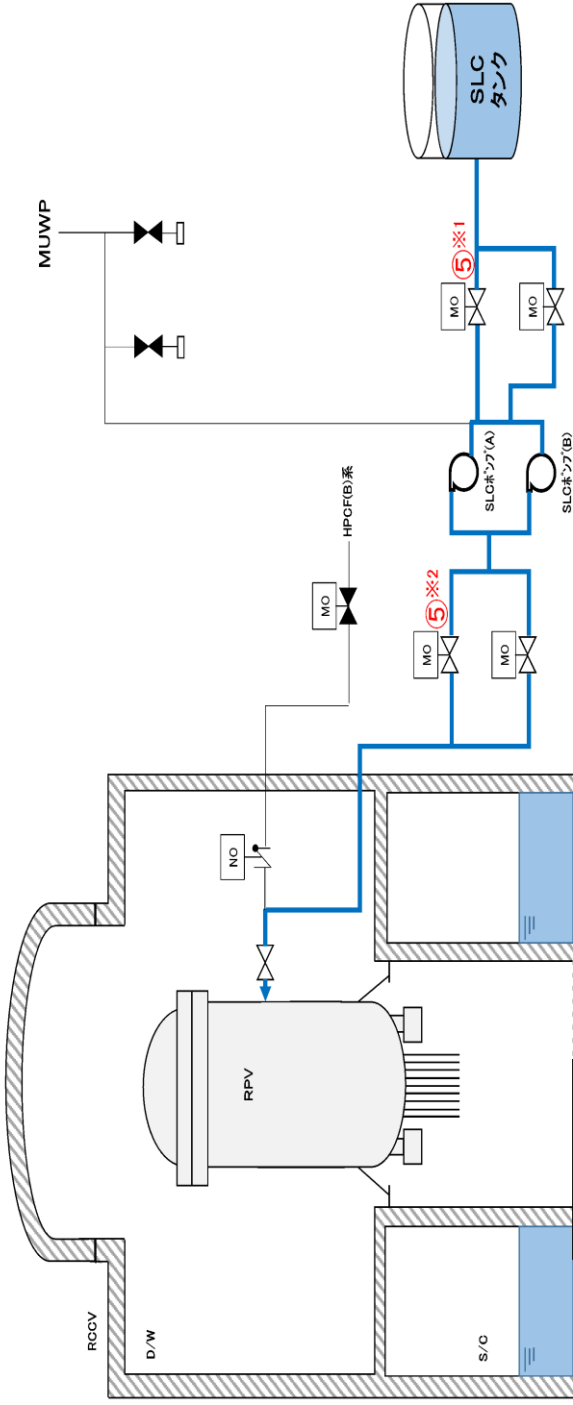


第1.1-3 図 EOP 「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート

備考
・体制及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
⑫の相違

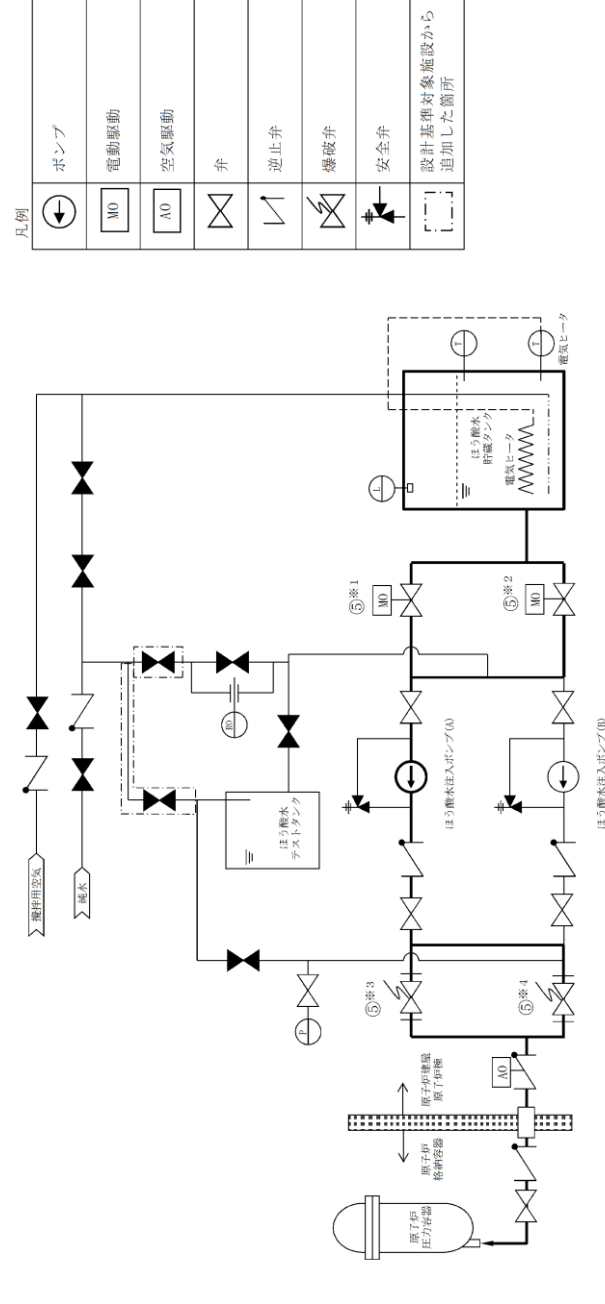
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 636 908 1293" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="136 1325 902 1407" data-label="Caption"> <p>第 1. 1. 4 図 EOP「反応度制御」における原子炉の緊急停止対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="952 669 1700 1350" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="931 1369 1709 1453" data-label="Caption"> <p>第1.1-4図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1745 604 2504 1360" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1727 1369 2510 1453" data-label="Caption"> <p>第1.1-4図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="952 537 1703 1213" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="931 1234 1715 1320" data-label="Caption"> <p>第1.1-5図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「S/P温度制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1736 606 2510 1190" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1754 1190 2487 1232" data-label="Caption"> <p>第1.1-5図 EOP「S/C温度制御」における対応フロー</p> </div>	



操作手順	弁名称
⑤※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁
⑤※2	ほう酸水注入系注入弁

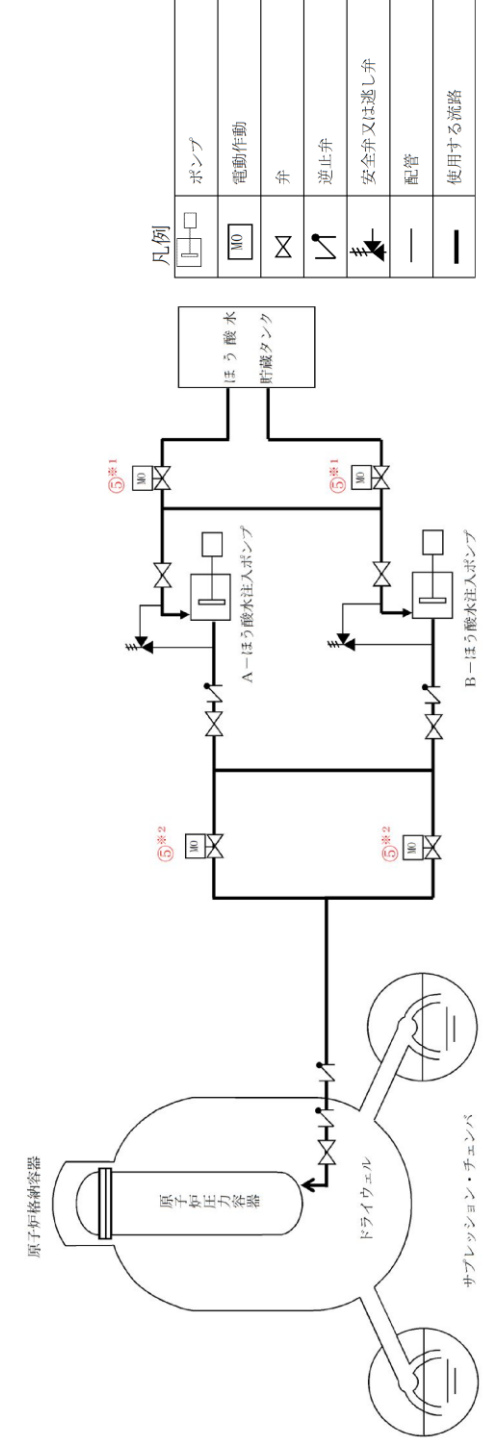
第1.1.5図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図



操作手順	弁名称
⑤※1, ⑤※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁
⑤※3, ⑤※4	ほう酸水注入系爆破弁

記載例 ○※1~：操作手順番号を示す。
○※1~：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.1-7図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図

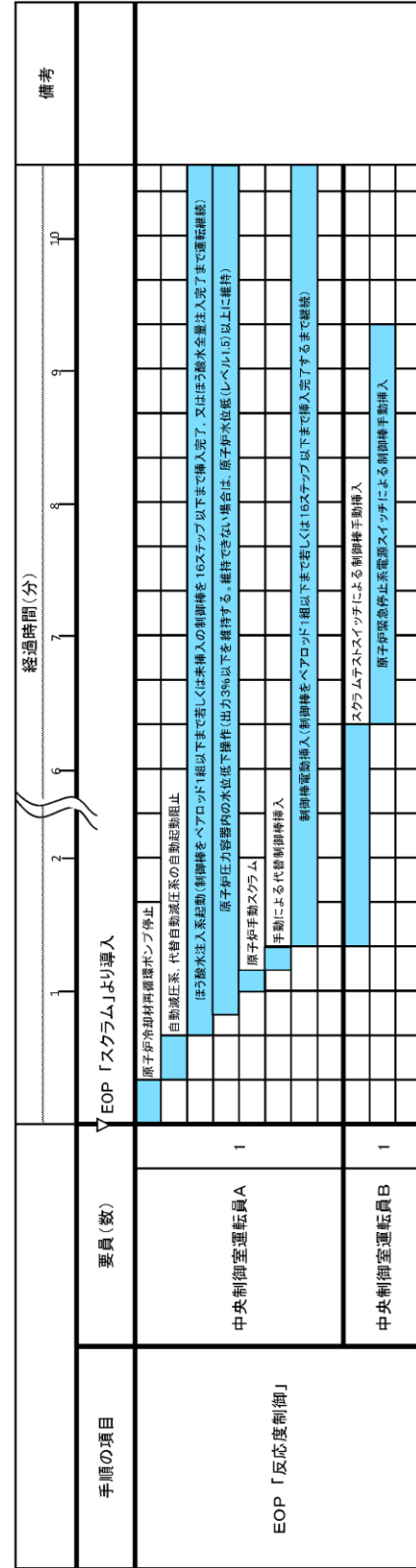


操作手順	弁名称
⑤※1	A (B) - SLCタンク出口弁
⑤※2	A (B) - SLC注入弁

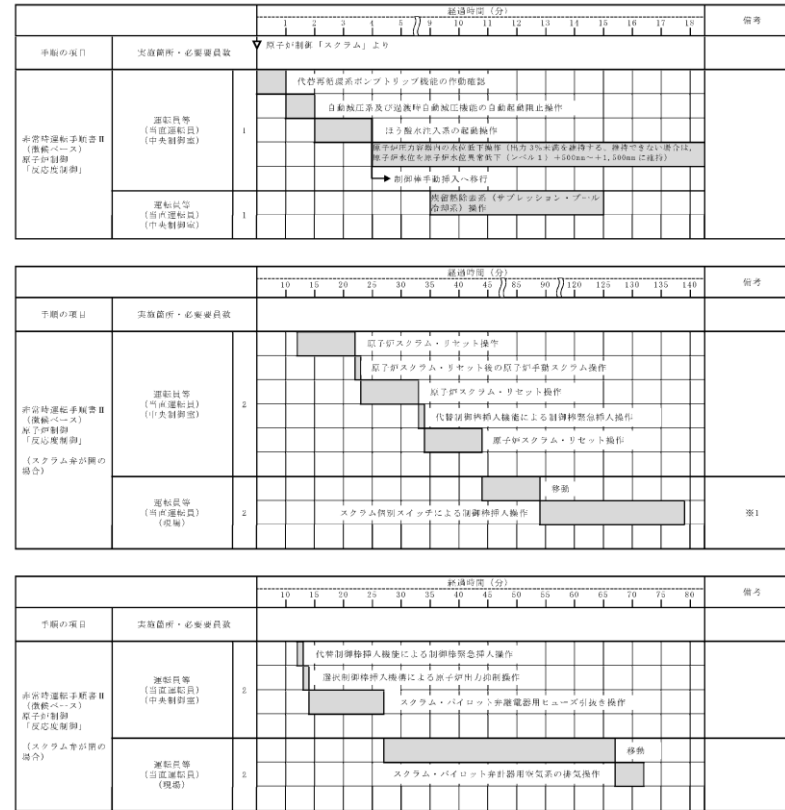
記載例 ○：操作手順番号を示す。
○※1~：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.1-6図 ほう酸水注入系 概要図

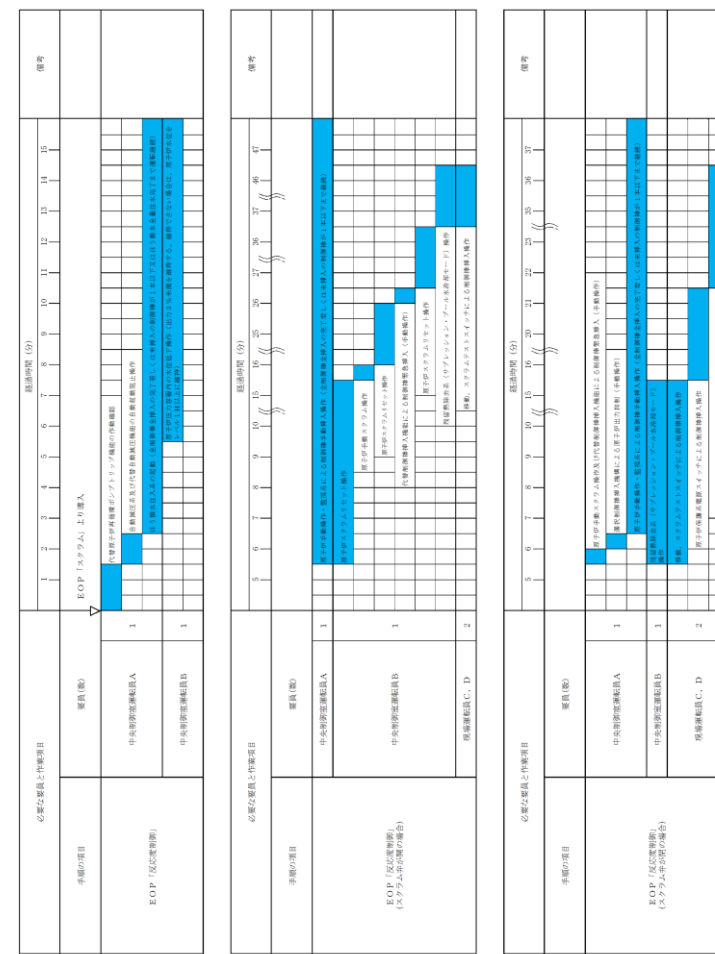
備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違



第1.1.6 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート



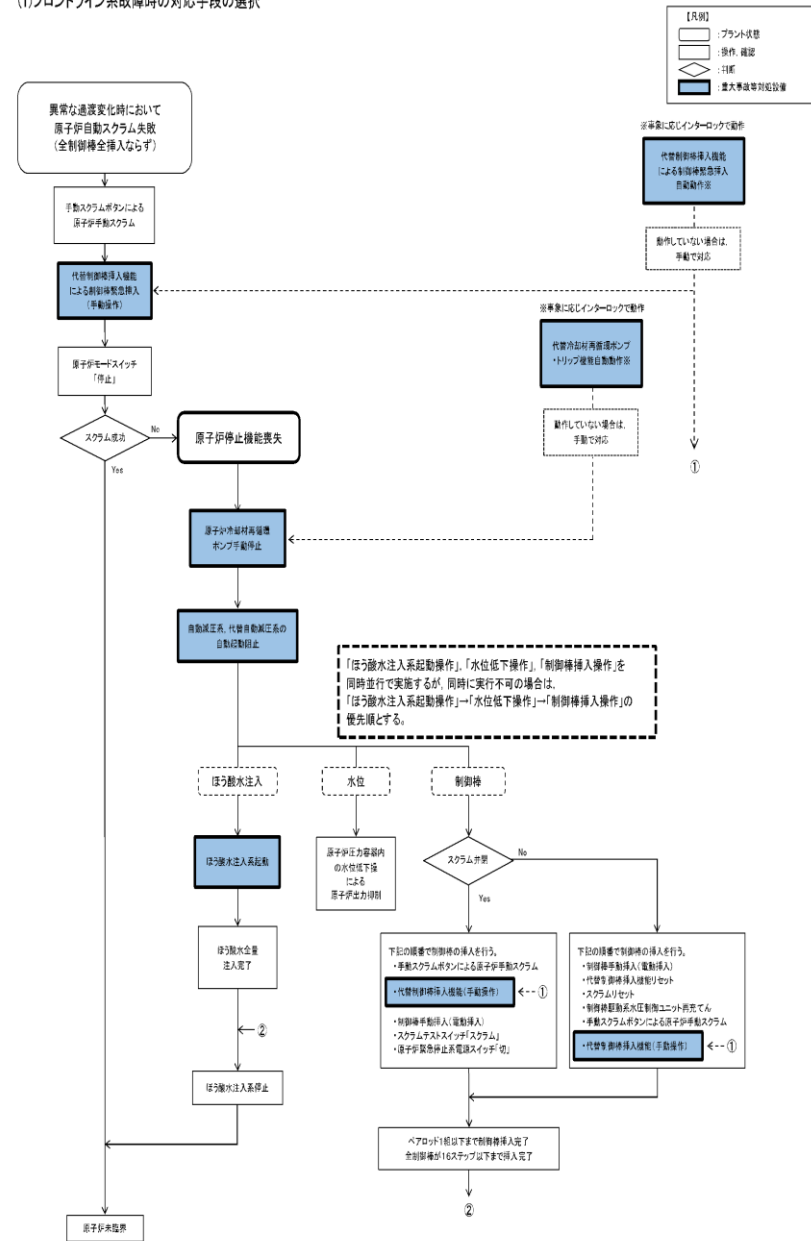
第1.1-8図 非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 タイムチャート



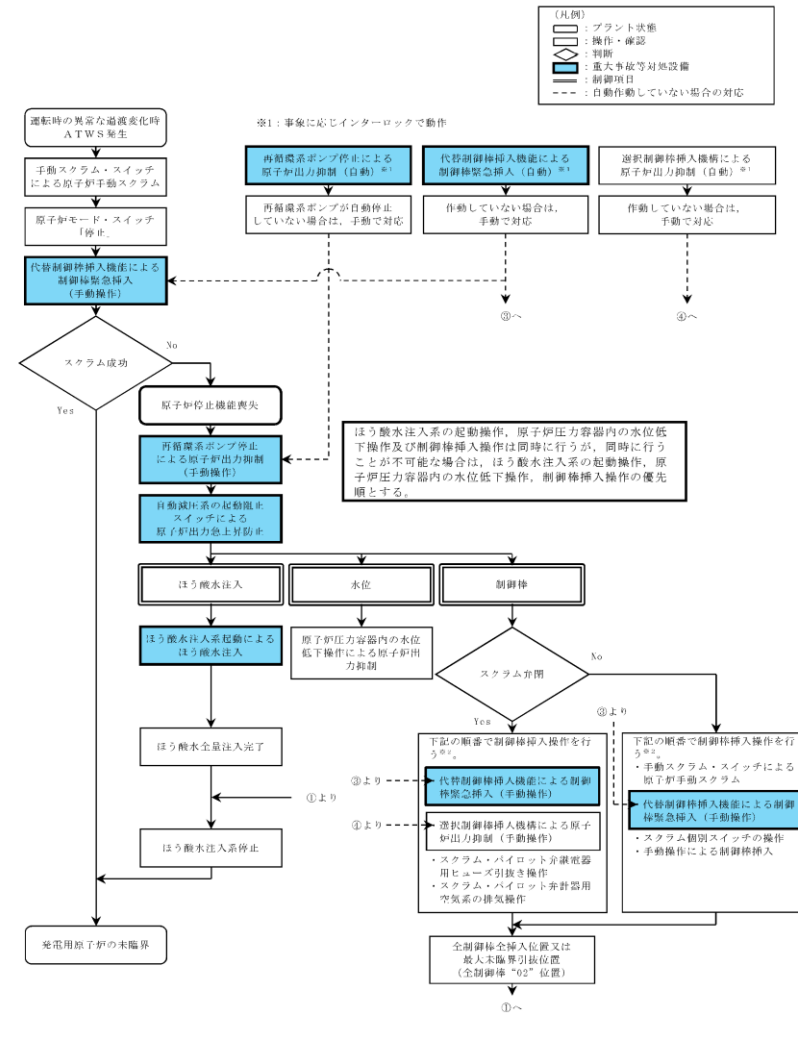
第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑫の相違

(1)フロントライン系故障時の対応手段の選択



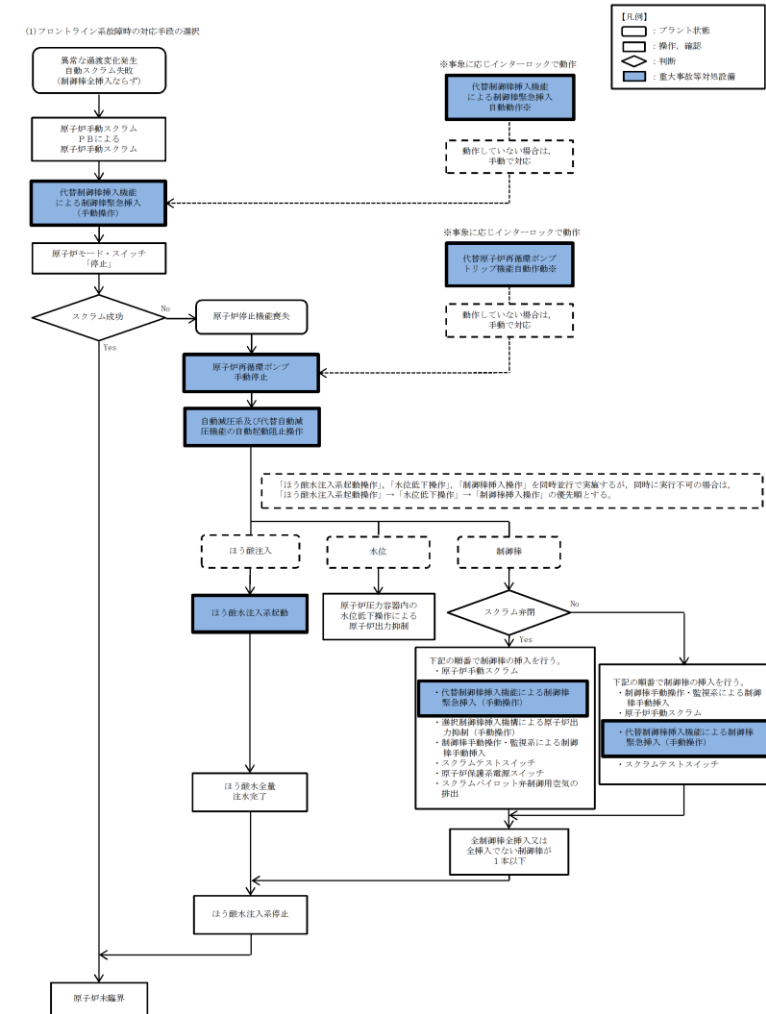
第 1.1.7 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート



※2: 制御棒挿入操作の成功の確認は、制御棒挿入操作の手段毎に制御棒の挿入状態 (全制御棒全挿入ランプの点灯等) 及び原子炉出力の低下により行う。また、中央制御室対応を行っている運転員等の作業状況により、手動操作による制御棒挿入は現場操作より優先して実施する場合がある。

第 1.1-9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1)フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.1-8 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

備考
 ・設備及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 対応設備の相違による表の内容の相違 (詳細は 1.1.1(2) 対応手段と設備の選定の結果に記載)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策										
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考					
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2	既設	① ② ⑥ ⑦	原子炉スクラム	手動スクラムボタン※1	常設	1分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照					
	制御棒	既設			原子炉モードスイッチ「停止」※1	常設								
	制御棒駆動機構 (水圧駆動)	既設			制御棒	常設								
	制御棒駆動系配管	既設			制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設								
	制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設			制御棒駆動系配管	常設								
	非常用交流電源設備	既設			制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設								
					ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2, ※3	常設				-	-	-	-	自主対策とする理由は本文参照
					制御棒操作監視系	常設								
					制御棒	常設 (自動で動作)								
					制御棒駆動機構 (電動駆動)	常設								
		非常用交流電源設備	常設											
		スクラムテストスイッチ	常設	制御棒手動挿入 (水圧挿入)	スクラムテストスイッチ	常設	7分	1名	自主対策とする理由は本文参照					
		制御棒	常設		制御棒	常設								
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設								
		制御棒駆動系配管	常設		制御棒駆動系配管	常設								
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	原子炉緊急停止系電源スイッチ	常設	10分	1名	自主対策とする理由は本文参照						
		制御棒	常設	制御棒	常設									
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設									
		制御棒駆動系配管	常設	制御棒駆動系配管	常設									
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	制御棒操作監視系	常設	-	-	-	-	自主対策とする理由は本文参照				
		制御棒	常設	制御棒	常設									
		制御棒駆動機構 (電動駆動)	常設	制御棒駆動機構 (電動駆動)	常設									
		非常用交流電源設備	常設	非常用交流電源設備	常設									

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。
 ※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。
 ※3 代替制御棒挿入機能動作信号による制御棒の自動挿入機能がある。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備						
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考		
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※1	既設	① ② ⑥ ⑦	-	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ	既設	-	-		
	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ※1	既設				原子炉モード・スイッチ「停止」	既設				
	制御棒	既設				制御棒	既設				
	制御棒駆動機構	既設				制御棒駆動機構	既設				
	制御棒駆動系配管・弁	既設				制御棒駆動系配管・弁	既設				
	非常用交流電源設備	既設				制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設				
						燃料給油設備	既設				
						選択制御棒挿入機構	既設				
						制御棒	既設				
						制御棒駆動機構	既設				
		制御棒駆動系配管・弁	既設								
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設								
		非常用交流電源設備	既設								
		燃料給油設備	既設								
		スクラム個別スイッチ	既設								
		制御棒	既設								
		制御棒駆動機構	既設								
		制御棒駆動系配管・弁	既設								
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設								
		非常用交流電源設備	既設								
		燃料給油設備	既設								
		スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁	既設								
		制御棒	既設								
		制御棒駆動機構	既設								
		制御棒駆動系配管・弁	既設								
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設								

※1: 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2	既設	① ② ⑥ ⑦	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラム P B ※1	常設	2分	1人	自主対策とする理由は本文参照		
	制御棒	既設			原子炉モード・スイッチ「停止」※1	常設					
	制御棒駆動機構	既設			制御棒	常設					
	制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	既設			制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設					
	制御棒駆動系配管・弁	既設			制御棒駆動系配管・弁	常設					
	非常用交流電源設備	既設			制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設					
					非常用交流電源設備	常設					
					選択制御棒挿入機構	常設					
					制御棒	常設					
					制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設					
		制御棒駆動系配管・弁	常設								
		制御棒駆動機構	常設								
		非常用交流電源設備	常設								
		スクラムテストスイッチ	常設	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	スクラムテストスイッチ	常設	6分30秒	1人	自主対策とする理由は本文参照		
		制御棒	常設		制御棒	常設					
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設		制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設					
		制御棒駆動系配管	常設		制御棒駆動系配管・弁	常設					
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	非常用交流電源設備	常設						
		原子炉保護系電源スイッチ	常設	制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ	常設	15分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照		
		制御棒	常設		制御棒	常設					
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設		制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設					
		制御棒駆動系配管	常設		制御棒駆動系配管・弁	常設					
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	原子炉保護系電源スイッチ	常設	21分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照			
		制御棒	常設	制御棒	常設						
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設						
		制御棒駆動系配管	常設	制御棒駆動系配管・弁	常設						
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	原子炉緊急停止系電源スイッチ	常設	6分30秒以内に開始し、継続	1人	自主対策とする理由は本文参照			
		制御棒	常設	制御棒	常設						
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設						
		制御棒駆動系配管	常設	制御棒駆動系配管・弁	常設						
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	非常用交流電源設備	常設						
		スクラム・パイロット弁計器用配管・弁	常設	制御棒手動挿入	スクラム・パイロット弁計器用配管・弁	常設	36分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照		
		制御棒	常設		制御棒	常設					
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設		制御棒駆動系水圧水圧制御ユニット	常設					
		制御棒駆動系配管・弁	常設		制御棒駆動系配管・弁	常設					

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラム P B の操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。
 ※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

備考

- ・設備及び運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
 対応設備の相違による表の内容の相違 (詳細は 1.1.1(2) 対応手段と設備の選定の結果に記載)
- ・設備の相違【柏崎 6/7】
 ⑨の相違
- 【東海第二】
 ⑧の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (3/3)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉出力抑制	ATWS緩和設備 (代替冷却材内循環ポンプ・トリップ機能) ※2	既設	① ③ ⑥ ⑧	原子炉出力抑制による原子炉出力抑制	給水制御系	常設	-	1名	自主対策とする理由は本文参照
	再循環系ポンプトリップ機能	既設			給水系 (電動駆動原子炉給水ポンプ)	常設			
	非常用交流電源設備	既設			原子炉隔離時冷却系	常設			
自動減圧系による原子炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	既設 新設	① ⑥	-	-	-	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設			-	-	-	-	-
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設			-	-	-	-	-
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			-	-	-	-	-
	高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ	既設			-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設			-	-	-	-	-
非常用交流電源設備	既設	-	-	-	-	-	-		

- ※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対応設備であり、重大事故等対応設備とは位置付けない。
- ※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。
- ※3 代替制御棒挿入機能動作信号による制御棒の自動挿入機能がある。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (3/6)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備				
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考
再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) ※1	既設	① ③ ⑥ ⑧	-	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	給水制御系	既設	-	-
	再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ※1	既設				給水系 (タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ)	常設		
	低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※1	既設				原子炉隔離時冷却系	常設		
	再循環系ポンプ遮断器	既設				高圧炉心注水系	常設		
	低速度用電源装置遮断器	既設				-	-		
	非常用交流電源設備	既設				-	-		
子止自動減圧系による原子炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設	① ⑥	-	-	燃料給油設備	既設	-	-
	非常用交流電源設備	既設				ほう酸水注入系配管・弁	既設		
	燃料給油設備	既設				原子炉圧力容器	既設		
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	ほう酸水貯蔵タンク	既設	-	-
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				原子炉圧力容器	既設		
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				非常用交流電源設備	既設		
	原子炉圧力容器	既設				燃料給油設備	既設		
	非常用交流電源設備	既設				-	-		

- ※1: 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (3/6)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉出力抑制	ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能) ※2	既設	① ③ ⑥ ⑧	原子炉出力抑制による原子炉出力抑制	原子炉水位制御系	常設	5分30秒以内に開始し、継続	1人	自主対策とする理由は本文参照
	非常用交流電源設備	既設			復水・給水系 (電動機駆動給水ポンプ)	常設			
自動減圧系等の起動阻止スイッチ	自動減圧系起動阻止スイッチ	新設	① ⑥	-	原子炉隔離時冷却系	常設	-	-	-
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	新設			高圧炉心スプレイ系	常設			
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑧	-	非常用交流電源設備	常設	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設			ほう酸水注入系配管・弁	既設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			原子炉圧力容器	既設			
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	既設			

- ※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対応設備であり、重大事故等対応設備とは位置付けない。
- ※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

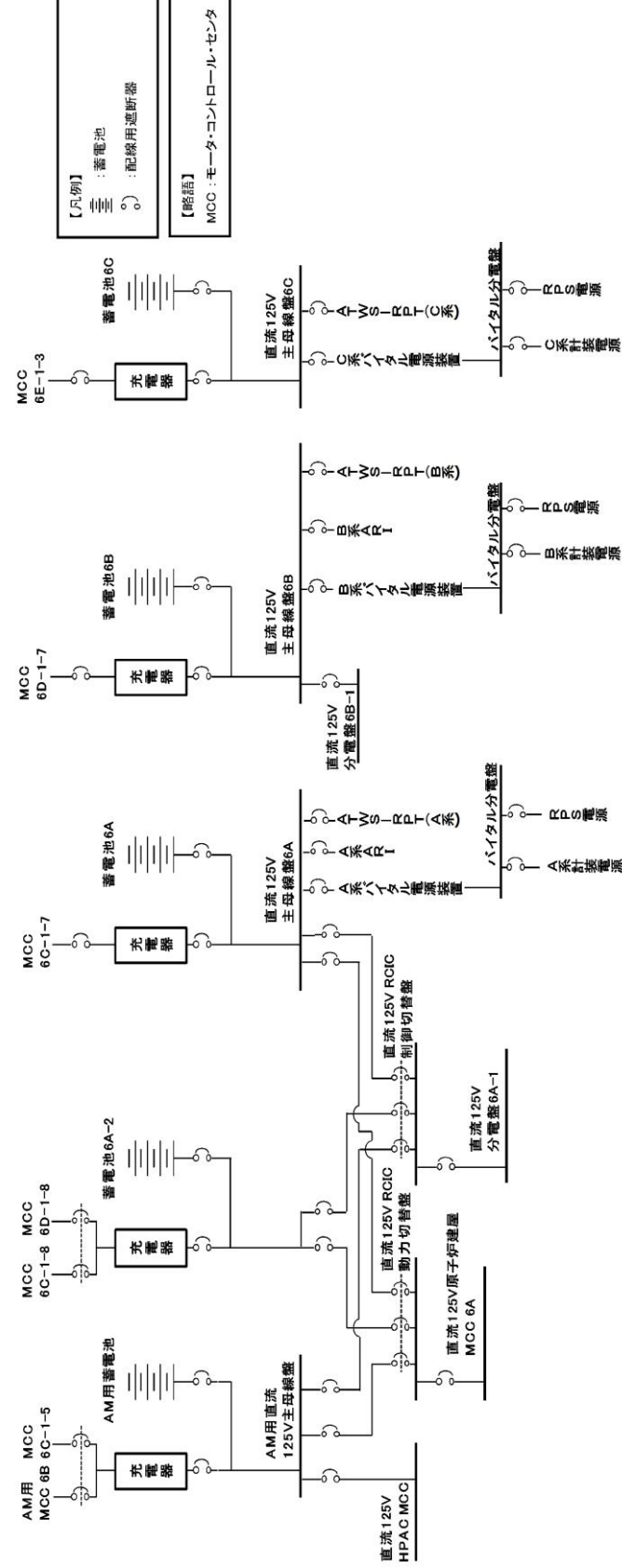
備考

・設備及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応設備の相違による表の内容の相違 (詳細は1.1.1(2)対応手段と設備の選定の結果に記載)

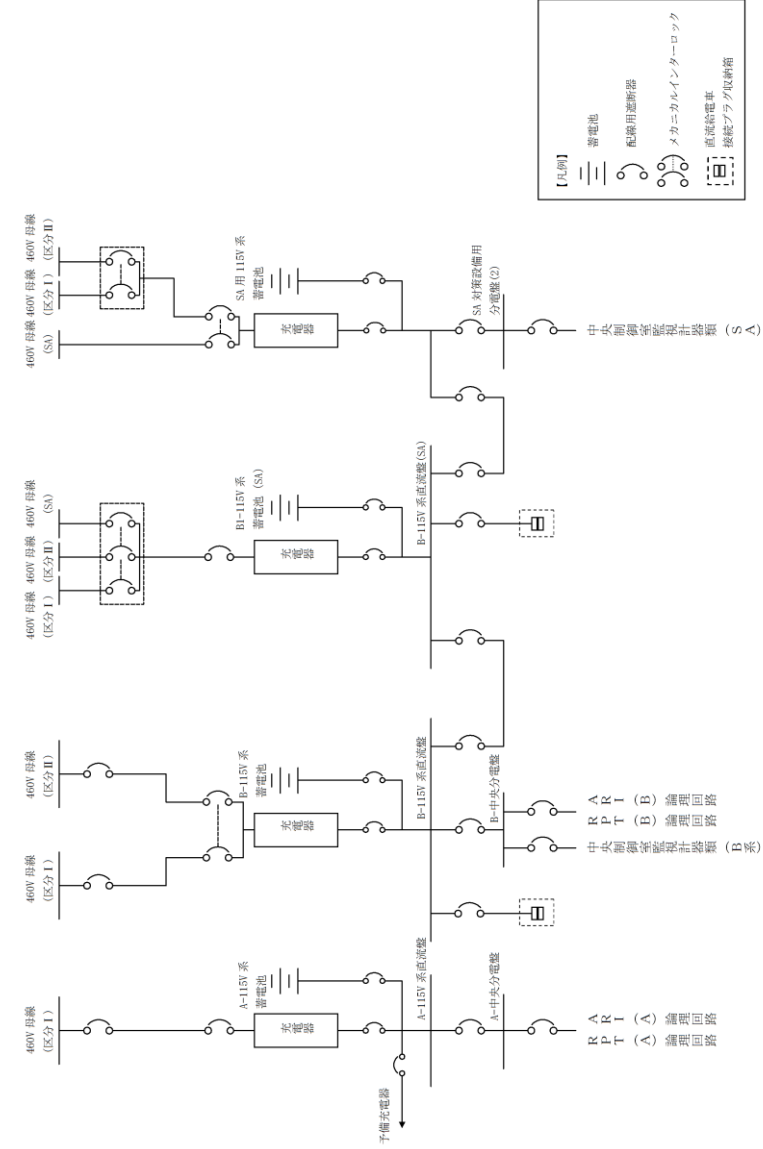
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/6)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 325 1341 1161"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> </td> <td data-bbox="1341 325 1709 1161"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 1161 1341 1543"> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> </td> <td data-bbox="1341 1161 1709 1543" style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 1543 1341 1732"> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> </td> <td data-bbox="1341 1543 1709 1732" style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>	<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	-	<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/6)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1745 325 2133 682"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> </td> <td data-bbox="2133 325 2507 682"> <p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 682 2133 871"> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> </td> <td data-bbox="2133 682 2507 871" style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 871 2133 966"> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> </td> <td data-bbox="2133 871 2507 966" style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP/Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>	<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	-	<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、技術的能力審査基準に対する適合方針を記載</p>
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針																		
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>																		
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	-																		
<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-																		
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針																		
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ及びほう酸水注入系により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>																		
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	-																		
<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5 / 6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)手動スイッチにより発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動停止しない場合の手段として、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチにより再循環系ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。</td> </tr> <tr> <td>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)手動スイッチにより発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。	(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動停止しない場合の手段として、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチにより再循環系ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。	b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。	c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。	運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5 / 6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)により発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、原子炉再循環ポンプを手動で停止させるために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。</td> </tr> <tr> <td>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。</td> <td>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動の有無にかかわらずほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP.Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)により発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。	(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、原子炉再循環ポンプを手動で停止させるために必要な手順等を整備する。	b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。	c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。	運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動の有無にかかわらずほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根2号炉は、技術的能力審査基準に対する適合方針を記載</p>
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針																						
(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)手動スイッチにより発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。																						
(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動停止しない場合の手段として、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチにより再循環系ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。																						
b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。																						
c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。	運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。																						
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針																						
(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)により発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。																						
(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、原子炉再循環ポンプを手動で停止させるために必要な手順等を整備する。																						
b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。	運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。																						
c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。	運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動の有無にかかわらずほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (6 / 6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="958 344 1341 695"> (3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。 </td> <td data-bbox="1341 344 1697 695" style="text-align: center;">対象外</td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 695 1341 968"> b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。 </td> <td data-bbox="1341 695 1697 968" style="text-align: center;">対象外</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。	対象外	b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。	対象外	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (6 / 6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.1)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1745 317 2128 485"> (3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。 </td> <td data-bbox="2128 317 2484 485" style="text-align: center;">対象外</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 485 2128 653"> b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。 </td> <td data-bbox="2128 485 2484 653" style="text-align: center;">対象外</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。</p>	技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針	(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。	対象外	b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。	対象外	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、技術的能力審査基準に対する適合方針を記載</p>
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針														
(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。	対象外														
b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。	対象外														
技術的能力審査基準 (1.1)	適合方針														
(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。	対象外														
b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。	対象外														

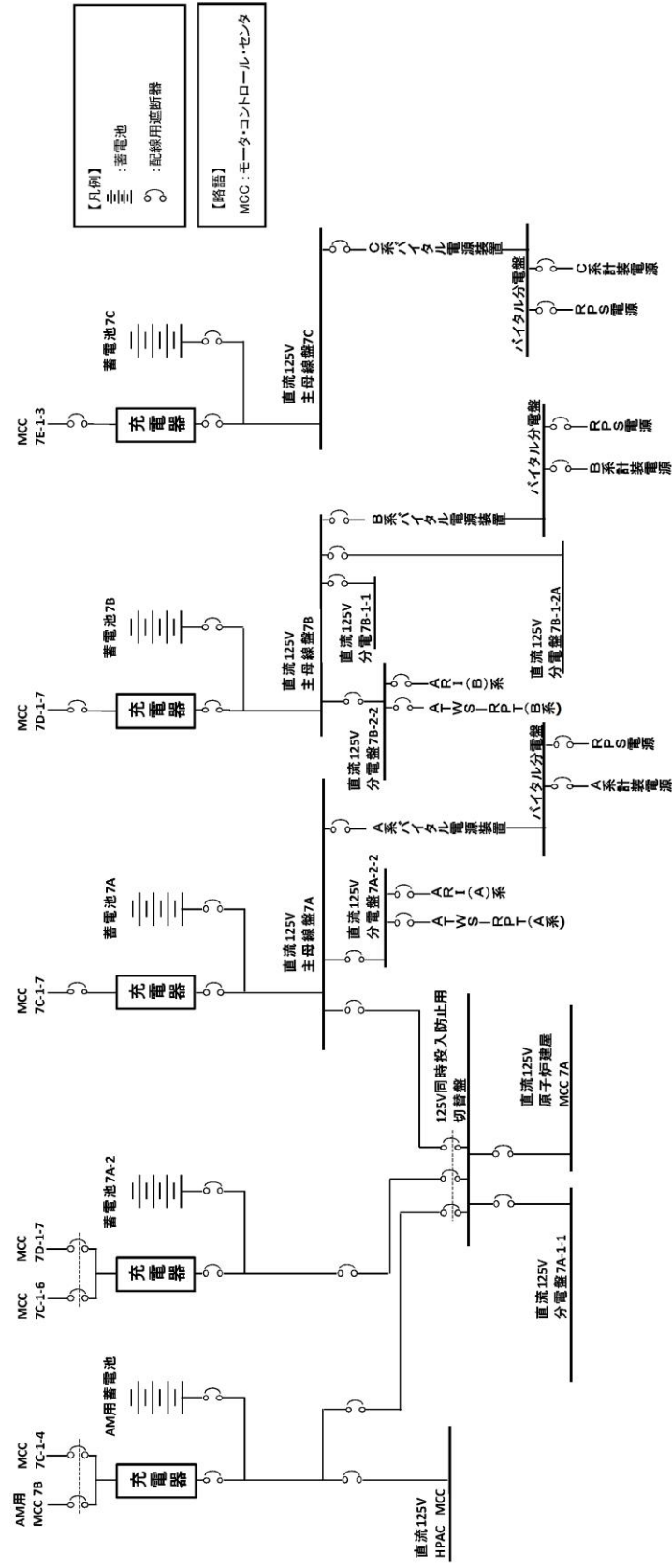


第3図 6号炉 電源構成図 (直流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手順の相違による
 供給対象設備の相違

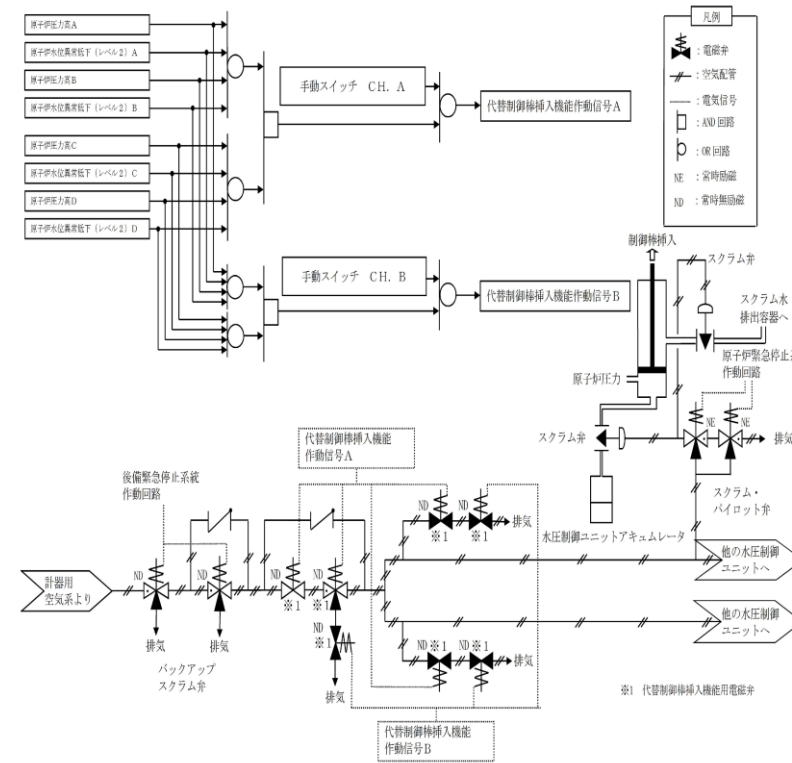


第5図 7号炉 電源構成図 (直流電源)

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は単独申
 請

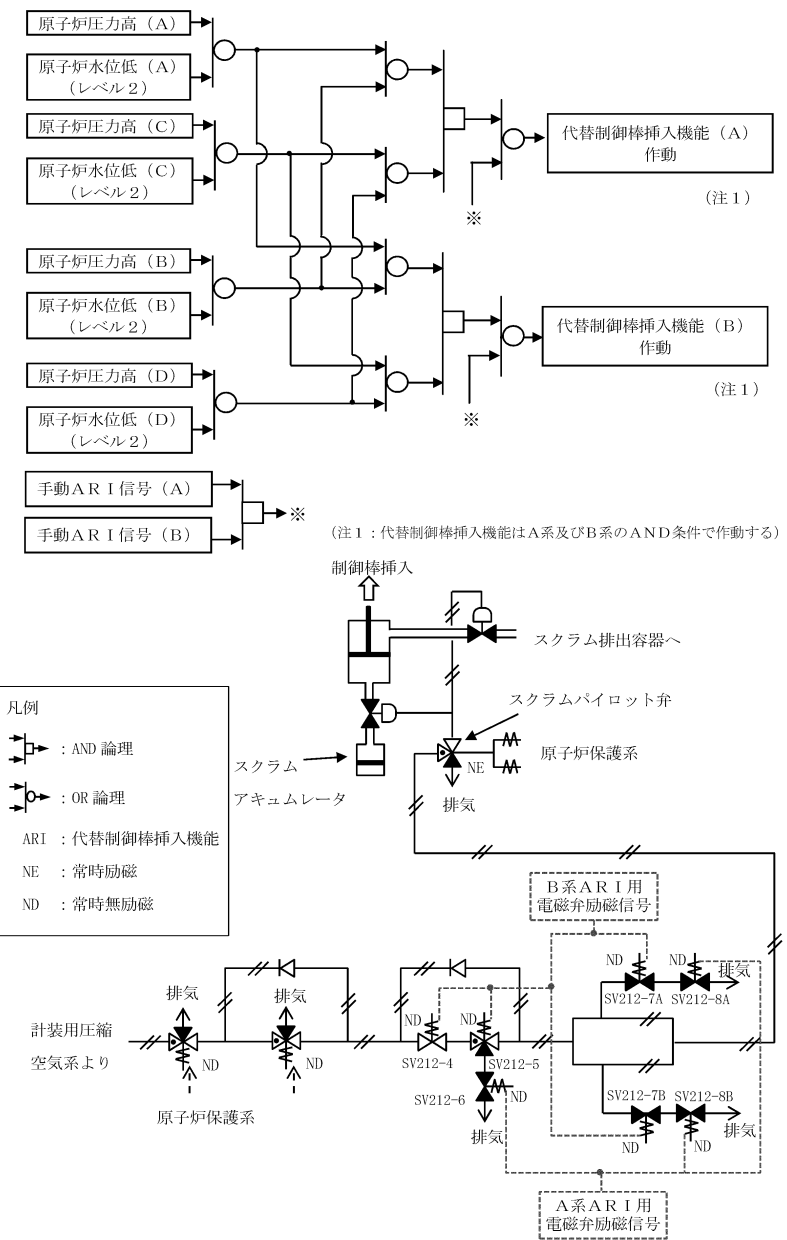
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 1. 3</p> <p style="text-align: center;">原子炉自動スクラム設定値リスト</p> <div data-bbox="172 346 902 1575" style="border: 1px solid black; height: 585px; width: 246px;"></div>	<p style="text-align: right;">添付資料1. 1. 3</p> <p style="text-align: center;">原子炉自動スクラム設定値リスト</p> <div data-bbox="961 346 1691 1575" style="border: 1px solid black; height: 585px; width: 246px;"></div>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 1. 3</p> <p style="text-align: center;">原子炉自動スクラム設定値リスト</p> <div data-bbox="1745 346 2504 1207" style="border: 1px solid black; height: 410px; width: 256px;"></div>	

添付資料1.1.4



第1図 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）説明図

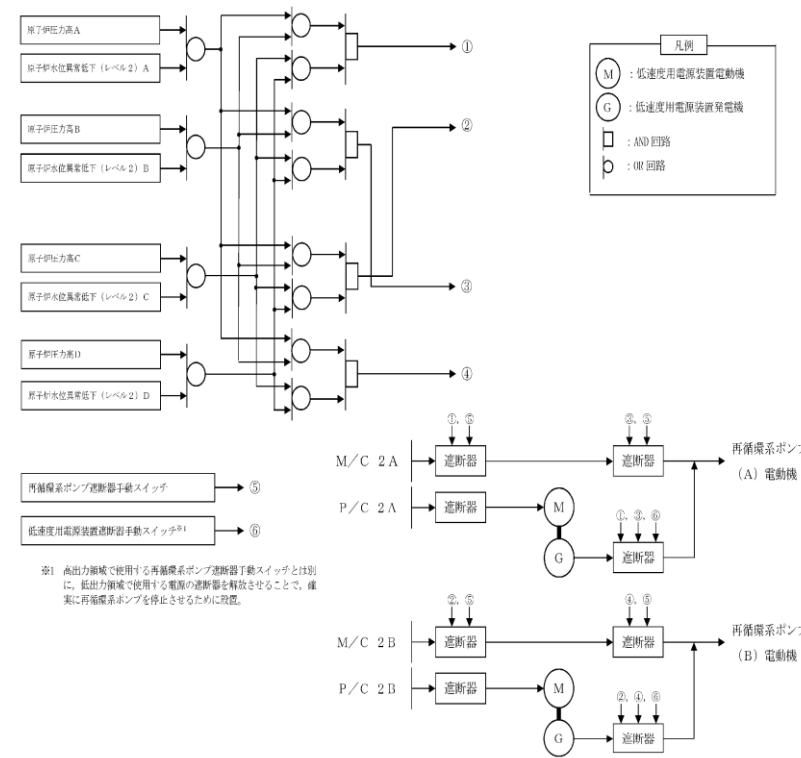
添付資料 1.1.4



第1図 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）説明図

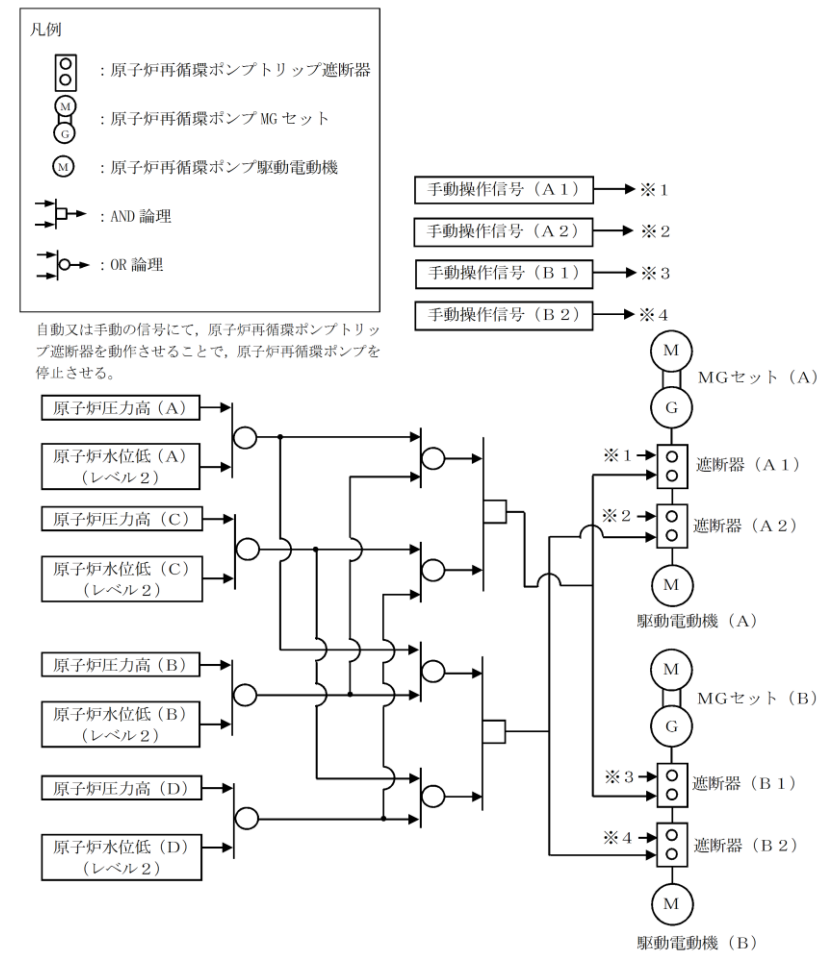
・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、ATWS緩和設備説明図を記載

添付資料 1.1.5



第 1 図 ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) 説明図

添付資料 1.1.5



第 1 図 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 説明図

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、ATWS 緩和設備説明図を記載

・設備の相違
【東海第二】
 設備設計の相違による系統構成及びインターロックの相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料1.1.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故対策の成立性</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.1.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故対策の成立性</p> <p>1. EOP「スクラム」(原子炉出力)</p> <p>a. 操作概要</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>制御室建物4階(非管理区域)(中央制御室)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>EOP「スクラム」(原子炉出力)に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : 1名(中央制御室運転員1名)</p> <p>想定時間 : 2分以内(所要時間目安^{*1}: 1分40秒)</p> <p>※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●スクラム成否の確認: 想定時間 20 秒, 所要時間目安 20 秒 <ul style="list-style-type: none"> ・確認: 所要時間目安 20 秒(中央制御室) ●原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作): 想定時間 30 秒, 所要時間目安 20 秒 <ul style="list-style-type: none"> ・操作: 所要時間目安 20 秒(中央制御室) ●原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え: 想定時間 20 秒, 所要時間目安 10 秒 <ul style="list-style-type: none"> ・操作: 所要時間目安 10 秒(中央制御室) ●全制御棒全挿入状況確認: 想定時間 20 秒, 所要時間目安 	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>1. 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」</p> <p>(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作</p> <p>a. 操作概要</p> <p>スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作が必要な状況において、まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排気することでスクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させスクラム弁を開とし、制御棒をスクラム動作させる。</p> <p>b. 作業場所</p> <p></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>制御棒挿入の手段のうち、現場におけるスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</p>	<p>20 秒</p> <p>・確認：所要時間目安 20 秒 (中央制御室)</p> <p>●制御棒挿入状況確認 (制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入)：想定時間 20 秒、所要時間目安 20 秒</p> <p>・確認：所要時間目安 20 秒 (中央制御室)</p> <p>●EOP「反応度制御」への移行：想定時間 10 秒、所要時間目安 10 秒</p> <p>・移行：所要時間目安 10 秒 (中央制御室)</p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) 中央制御室操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性：操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。</p> <p>2. EOP「反応度制御」</p> <p>a. 操作概要</p> <p>A TWS 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>制御室建物 4 階 (非管理区域) (中央制御室)</p> <p>廃棄物処理建物 1 階 (非管理区域) (補助盤室)</p> <p>原子炉建物原子炉棟 2 階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>EOP「反応度制御」に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）</p> <p>所要時間目安：72分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は45分以内）</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【運転員等（当直運転員）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：40分（移動経路：中央制御室から []（放射線防護具着用をむ）） ・排気操作：5分（操作対象1弁： []） 	<p>必要要員数：4名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名）</p> <p>想定時間：「スクラム弁が閉の場合」 36分30秒以内（所要時間目安^{※1}：17分） 「スクラム弁が開の場合」 46分30秒以内（所要時間目安^{※1}：31分20秒）</p> <p>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>「共通対応」</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認：想定時間1分30秒、所要時間目安20秒 ・確認：所要時間目安20秒（中央制御室） ●自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作： 想定時間：1分、所要時間目安40秒 ・操作：所要時間目安40秒（中央制御室） ●ほう酸水注入系の起動操作：想定時間3分、所要時間目安2分 ・操作：所要時間目安2分（中央制御室） ●原子炉圧力容器内の水位低下操作：想定時間「適宜実施」 ・操作：「適宜実施」（中央制御室） <p>「スクラム弁が閉の場合」</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）：想定時間30秒、所要時間目安20秒 ・操作：所要時間目安20秒（中央制御室） ●選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制（手動操作）： 想定時間30秒、所要時間目安10秒 ・操作：所要時間目安10秒（中央制御室） 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>●<u>原子炉手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作：想定時間「全制御棒全挿入まで連続実施」</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>手動挿入準備：所要時間目安1分（中央制御室）</u> ・<u>手動挿入操作：「全制御棒全挿入まで連続実施」（中央制御室）</u> <p>●<u>残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）</u></p> <p>操作：<u>想定時間10分，所要時間目安3分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>操作：所要時間目安3分（中央制御室）</u> <p><u>【現場運転員】</u></p> <p>●<u>スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作：想定時間10分，所要時間目安5分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室から補助盤室）</u> ・<u>操作：所要時間目安3分（操作対象137個：補助盤室）</u> <p>●<u>原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作：想定時間6分，所要時間目安2分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>操作：所要時間目安2分（補助盤室）</u> <p>●<u>スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作：想定時間15分，所要時間目安8分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟2階）</u> ・<u>操作：所要時間目安2分（操作対象2弁：原子炉建物原子炉棟2階）</u> <p><u>「スクラム弁が開の場合」</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p>●<u>原子炉手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作：想定時間「全制御棒全挿入まで連続実施」</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>手動挿入準備：所要時間目安1分（中央制御室）</u> ・<u>手動挿入操作：「全制御棒全挿入まで連続実施」（中央制御室）</u> 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>d. <u>操作の成立性について</u></p>	<p>●<u>原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分</u> <u>・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）</u></p> <p>●<u>原子炉手動スクラム操作：想定時間 30 秒，所要時間目安 10 秒</u> <u>・操作：所要時間目安 10 秒（中央制御室）</u></p> <p>●<u>原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分</u> <u>・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）</u></p> <p>●<u>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）：</u> <u>想定時間 30 秒，所要時間目安 10 秒</u> <u>・操作：所要時間目安 10 秒（中央制御室）</u></p> <p>●<u>原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分</u> <u>・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）</u></p> <p>●<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）</u> <u>操作：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分</u> <u>・操作：所要時間目安 3 分（中央制御室）</u></p> <p><u>【現場運転員】</u></p> <p>●<u>スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 分</u> <u>・移動：所要時間目安 2 分（移動経路：中央制御室から補助盤室）</u> <u>・操作：所要時間目安 3 分（操作対象 137 個：補助盤室）</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> (a) <u>中央制御室操作</u> <u>作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ）、LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u> <u>操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に操作可</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>作業環境：非常用照明を配備しており，常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト又はLEDライトを携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，タイベック）を着用又は携帯して作業を行う。</p> <p>移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携帯しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており，操作性に支障はない。</p> <p>連絡手段：携帯型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。</p>	<p>能である。</p> <p>(b) 補助盤室操作 作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。 操作性：通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。 連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。</p> <p>(c) 現場操作 作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており，建物内照明消灯における操作性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用又は携帯して作業を行う。 移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。 操作性：通常運転時等に行う弁操作と同等であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。 連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。</p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は，中央制御室空調換気系パウダリ内の操作においては放射線防護具着用が不要であることから個別に作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="955 216 1700 453" style="border: 1px solid black; height: 113px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1038 453 1632 485" style="display: flex; justify-content: space-between; font-size: small;"> スクラム用空気元弁 スクラム用空気元弁操作 </div> <div data-bbox="955 527 1700 764" style="border: 1px solid black; height: 113px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1020 764 1614 825" style="display: flex; justify-content: space-between; font-size: small;"> スクラム・パイロット弁 計器用空気系 計器用空気排気操作 </div>	<div data-bbox="1872 239 2362 625" style="border: 1px solid black; height: 184px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1831 655 2407 693" style="text-align: center; font-size: small;">スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作</div> <div data-bbox="1872 793 2362 1180" style="border: 1px solid black; height: 184px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1813 1192 2421 1232" style="text-align: center; font-size: small;">原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作</div> <div data-bbox="1745 1335 2496 1629" style="border: 1px solid black; height: 140px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1739 1642 2502 1680" style="text-align: center; font-size: small;">スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作</div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作</p> <p>a. 操作概要</p> <p>スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作が必要な状況において、まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム個別スイッチを操作することでスクラム・パイロット弁を動作し、制御棒をスクラム動作させる。</p> <p>b. 作業場所</p> <p></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>制御棒挿入の手段のうち、現場におけるスクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）</p> <p>所要時間目安：139分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は95分以内）</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【運転員等（当直運転員）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：45分（移動経路：中央制御室から （放射線防護具着用を含む）） ・スクラム個別スイッチ操作：50分（操作対象370 個： ） <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境：非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常のスイッチ操作であり容易に操作可能である。また、操作対象スイッチは操作性</p>		<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、EOP手順毎に重大事故対策の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	<p data-bbox="1199 212 1700 289">が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。</p> <p data-bbox="1065 302 1700 512">連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</p> <div data-bbox="958 632 1709 869" style="border: 1px solid black; height: 113px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1041 875 1249 898">スクラム個別スイッチ</p> <p data-bbox="1403 875 1650 898">スクラム個別スイッチ操作</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
	<p style="text-align: right;">添付資料1.1.7</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方について</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方を以下に示す。</p> <p>1. サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>第1表</u></p> <table border="1" data-bbox="955 772 1700 936"> <thead> <tr> <th>操作項目</th> <th>判断基準</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系の停止</td> <td>サプレッション・プール水温度：106℃</td> <td>原子炉隔離時冷却系の高温耐性(116℃)に余裕を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 原子炉出力における設定根拠の考え方について 原子炉出力における設定根拠の考え方を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>第2表</u></p> <table border="1" data-bbox="955 1115 1700 1793"> <thead> <tr> <th>操作項目</th> <th>判断基準</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉压力容器内の水位低下操作</td> <td>発電用原子炉が隔離状態における原子炉出力：3%</td> <td>原子炉スクラムが正常に作動していないことを判断するため、平均出力領域計装の誤差範囲以上の原子炉出力(3%)に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力：55%</td> <td>タービン・バイパス弁が動作している場合には、定格の約25%の蒸気を主復水器へ放出することができるので原子炉発生蒸気からその分を差し引いたものがサプレッション・チェンバへ放出される。そのため、タービン・バイパス弁が使用できる場合でも原子炉出力が55%以上となった場合、サプレッション・チェンバへの放出蒸気は定格の30%以上となる。これに対し、全制御棒挿入失敗時に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位異常低下(レベル2)に維持したときの原子炉発生蒸気量は定格の約30%であることから、原子炉压力容器内の水位を低下することが効果的となる原子炉出力(55%)に設定</td> </tr> </tbody> </table>	操作項目	判断基準	考え方	原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度：106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性(116℃)に余裕を考慮して設定	操作項目	判断基準	考え方	原子炉压力容器内の水位低下操作	発電用原子炉が隔離状態における原子炉出力：3%	原子炉スクラムが正常に作動していないことを判断するため、平均出力領域計装の誤差範囲以上の原子炉出力(3%)に設定	原子炉出力：55%	タービン・バイパス弁が動作している場合には、定格の約25%の蒸気を主復水器へ放出することができるので原子炉発生蒸気からその分を差し引いたものがサプレッション・チェンバへ放出される。そのため、タービン・バイパス弁が使用できる場合でも原子炉出力が55%以上となった場合、サプレッション・チェンバへの放出蒸気は定格の30%以上となる。これに対し、全制御棒挿入失敗時に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位異常低下(レベル2)に維持したときの原子炉発生蒸気量は定格の約30%であることから、原子炉压力容器内の水位を低下することが効果的となる原子炉出力(55%)に設定	<p style="text-align: right;">添付資料 1.1.7</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方について</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方を以下に示す。</p> <p>1. サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>第1表</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 764 2504 852"> <thead> <tr> <th>操作項目</th> <th>判断基準</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系の停止</td> <td>サプレッション・プール水温度：100℃</td> <td>原子炉隔離時冷却系の高温耐性(110℃)に余裕を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 原子炉出力における設定根拠の考え方について 原子炉出力における設定根拠の考え方を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>第2表</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1115 2504 1226"> <thead> <tr> <th>操作項目</th> <th>判断基準</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位の水位低下操作</td> <td>発電用原子炉の状態：隔離</td> <td>逃がし安全弁によるサプレッション・プール水温度上昇抑制のため、発電用原子炉の隔離状態を設定</td> </tr> </tbody> </table>	操作項目	判断基準	考え方	原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度：100℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性(110℃)に余裕を考慮して設定	操作項目	判断基準	考え方	原子炉压力容器内の水位の水位低下操作	発電用原子炉の状態：隔離	逃がし安全弁によるサプレッション・プール水温度上昇抑制のため、発電用原子炉の隔離状態を設定	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、手順等における設定根拠の考え方を記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 設備設計の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、タービンバイパス弁容量が大きいため、発電用原子炉が隔離状態でなければ原子炉出力の高低に係わらず格納容器への蒸気流出は起こらないため、水位低下操作は不要</p>
操作項目	判断基準	考え方																											
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度：106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性(116℃)に余裕を考慮して設定																											
操作項目	判断基準	考え方																											
原子炉压力容器内の水位低下操作	発電用原子炉が隔離状態における原子炉出力：3%	原子炉スクラムが正常に作動していないことを判断するため、平均出力領域計装の誤差範囲以上の原子炉出力(3%)に設定																											
	原子炉出力：55%	タービン・バイパス弁が動作している場合には、定格の約25%の蒸気を主復水器へ放出することができるので原子炉発生蒸気からその分を差し引いたものがサプレッション・チェンバへ放出される。そのため、タービン・バイパス弁が使用できる場合でも原子炉出力が55%以上となった場合、サプレッション・チェンバへの放出蒸気は定格の30%以上となる。これに対し、全制御棒挿入失敗時に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位異常低下(レベル2)に維持したときの原子炉発生蒸気量は定格の約30%であることから、原子炉压力容器内の水位を低下することが効果的となる原子炉出力(55%)に設定																											
操作項目	判断基準	考え方																											
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度：100℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性(110℃)に余裕を考慮して設定																											
操作項目	判断基準	考え方																											
原子炉压力容器内の水位の水位低下操作	発電用原子炉の状態：隔離	逃がし安全弁によるサプレッション・プール水温度上昇抑制のため、発電用原子炉の隔離状態を設定																											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて</p> <p>現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で発電用原子炉を停止する手順としている。これら手動で発電用原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において、自主対策設備として位置付けている。</p> <p>以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。</p> <p>1. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。このため、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」での機能喪失原因対策分析では、原子炉緊急停止系を故障想定対象として抽出している。</p> <p>原子炉緊急停止系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による発電用原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。</p> <p>一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、手動スクラム・スイッチ又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。</p> <p>このため、機能喪失原因対策分析上、必ず期待し得る対策ではないものの、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。</p> <p>2. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について</p> <p>設置許可基準規則（第44条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による発電用原子炉を緊急停止する機能である。</p> <p>一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第2項(1) a)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて</p> <p>現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で発電用原子炉を停止する手順としている。これら手動で発電用原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において、自主対策設備として位置付けている。</p> <p>以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。</p> <p>1. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。このため、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」での機能喪失原因対策分析では、原子炉保護系を故障想定対象として抽出している。</p> <p>原子炉保護系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による発電用原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。</p> <p>一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、原子炉手動スクラムPB又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。</p> <p>このため、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。</p> <p>2. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について</p> <p>設置許可基準規則（第四十四条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による発電用原子炉を緊急停止する機能である。</p> <p>一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第2項(1)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて</p> <p>現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で発電用原子炉を停止する手順としている。これら手動で発電用原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において、自主対策設備として位置付けている。</p> <p>以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。</p> <p>1. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。このため、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」での機能喪失原因対策分析では、原子炉保護系を故障想定対象として抽出している。</p> <p>原子炉保護系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による発電用原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。</p> <p>一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、原子炉手動スクラムPB又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。</p> <p>このため、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。</p> <p>2. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について</p> <p>設置許可基準規則（第四十四条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による発電用原子炉を緊急停止する機能である。</p> <p>一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第2項(1)</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、手動スクラムにおける設備の位置付けを記載</p>

を満足する手順として、自動で作動するATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を手動にて操作する手順を整備し、その際に使用する設備を重大事故等対処設備としている。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し共通要因によって機能喪失することがない設計としているため、基準適合に係る重大事故等対処設備として整理できる。このため、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを自主対策設備としても、基準適合性の観点から問題となることはないと考ええる。

第1表

設置許可基準規則（第44条）		技術的能力審査基準（1.1）	
【解釈】	対処設備	【解釈】	対処設備
センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ
			手動スクラム・スイッチ
			原子炉モード・スイッチ「停止」

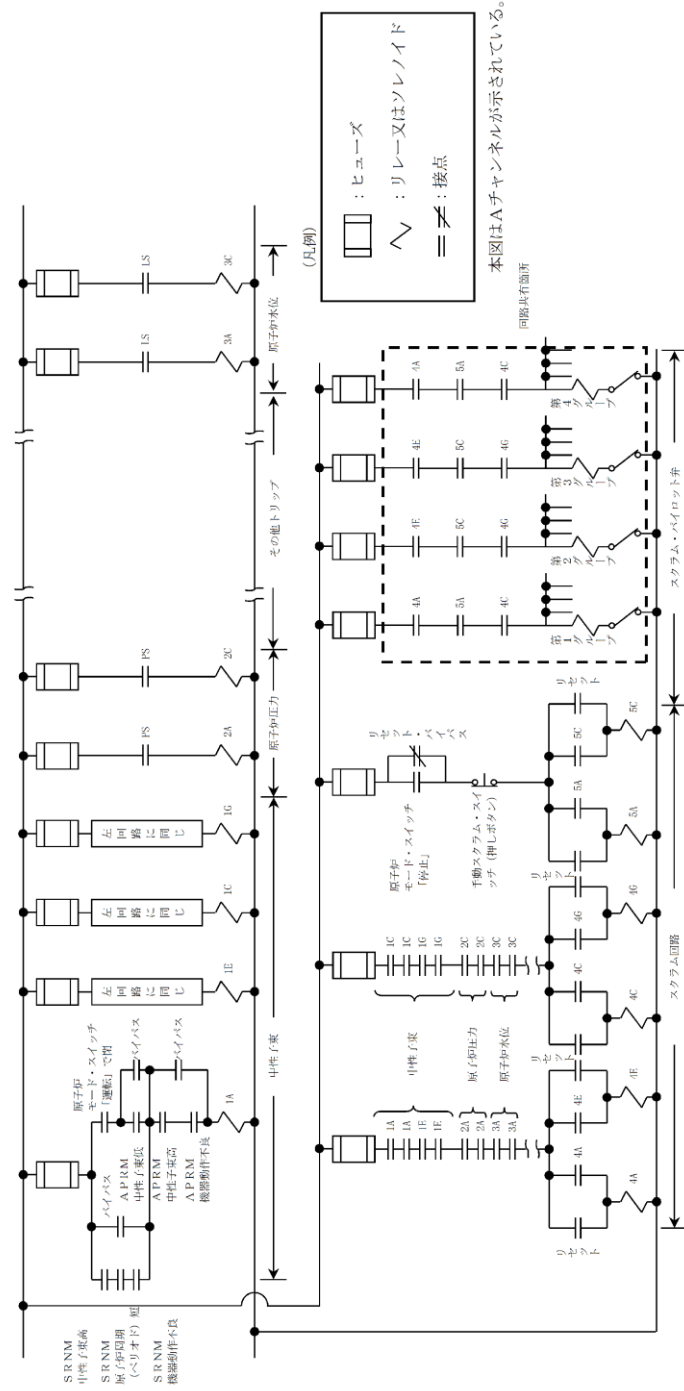
a) を満足する手順として、自動で作動するATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を手動にて操作する手順を整備し、その際に使用する設備を重大事故等対処設備としている。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し共通要因によって機能喪失することがない設計としているため、基準適合に係る重大事故等対処設備として整理できる。このため、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モード・スイッチを自主対策設備としても、基準適合性の観点から問題となることはないと考ええる。

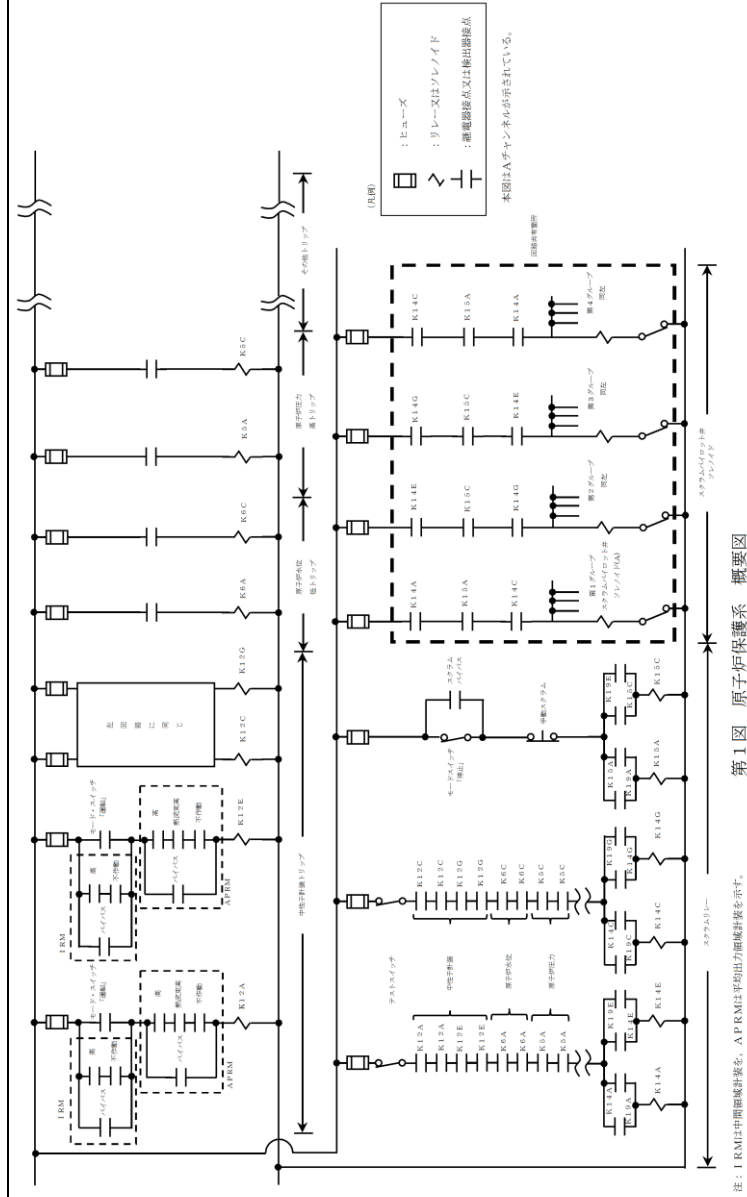
第1表

設置許可基準規則（第四十四条）		技術的能力審査基準（1.1）	
【解釈】	対処設備	【解釈】	対処設備
センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）
			原子炉手動スクラムPB
			原子炉モード・スイッチ「停止」

・設備の相違
【東海第二】
電源構成の相違



第1図 原子炉緊急停止系 概要図



第1図 原子炉保護系 概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>原子炉圧力容器内の水位低下操作を継続する。</u></p> <p>(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ポンプが自動起動した場合</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル2）に到達すると高圧炉心スプレィ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプが自動起動し、これらのポンプにより原子炉注水が開始される。給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）が作動している場合は、(1)の状況よりも原子炉圧力容器への注水量が多く、より原子炉出力が増加するため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。</p> <p>部分制御棒挿入失敗時、又はほう酸水が注入されて原子炉発生蒸気量を高圧炉心スプレィ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの注水量が上回った場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。</p> <p>3. 制御棒挿入操作</p> <p>制御棒挿入操作は、スクラム弁の開・閉状態により、その後の操作が選択されることから、最初に実施すべきことは、スクラム弁の状態を確認することである。以下にスクラム弁の状態による制御棒挿入操作の優先順位の考え方を示す。</p> <p>(1) スクラム弁が閉の場合</p> <p>スクラム弁が閉の場合は、スクラム弁を開とする手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先する。そのため、主制御盤から容易にスクラム弁を開とすることが可能なA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び補助制御盤にてスクラム弁を電氣的に開放するスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作を実施する。</p>	<p>(2) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧炉心スプレィ・ポンプが自動起動した場合</u></p> <p>原子炉水位低（レベル2）に到達すると原子炉隔離時冷却ポンプが、原子炉水位低（レベル1 H）に到達すると高圧炉心スプレィ・ポンプが自動起動し、これらのポンプにより原子炉注水が開始される。復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）が作動している場合は、(1)の状況よりも原子炉圧力容器への注水量が多く、より原子炉出力が増加するため、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）を待機状態にする。</p> <p>部分制御棒挿入失敗時、又はほう酸水が注入されて原子炉発生蒸気量を高圧炉心スプレィ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプの注水量が上回った場合は、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）を待機状態にする。</p> <p>3. 制御棒挿入操作</p> <p>制御棒挿入操作は、スクラム弁の開・閉状態により、その後の操作が選択されることから、最初に実施すべきことは、スクラム弁の状態を確認することである。以下にスクラム弁の状態による制御棒挿入操作の優先順位の考え方を示す。</p> <p>(1) <u>スクラム弁が閉の場合</u></p> <p>スクラム弁が閉の場合は、スクラム弁を開とする手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先する。そのため、主制御盤から容易にスクラム弁を開とすることが可能な原子炉手動スクラムP Bによる原子炉手動スクラム、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）及び選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制（手動操作）並びに補助盤室にて操作可能なスクラムテストスイッチ及び原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作を実施する。</p> <p>また、主制御盤において速やかに制御棒挿入操作開始が可能な制御棒手動挿入操作を実施する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>自動起動水位の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>対応手段の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、スクラム弁開閉にかかわらず速やかに制御棒挿入操作開始が可能な制御棒手動挿入操作を実施</p>

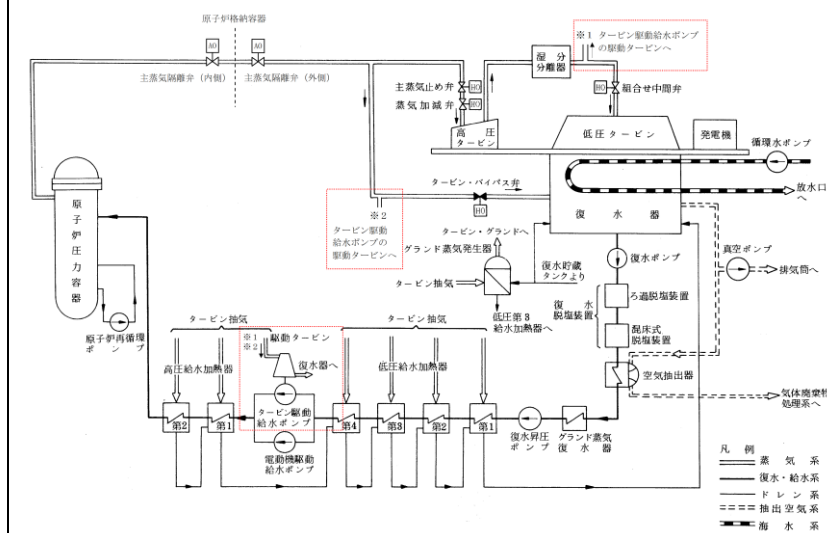
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) スクラム弁が開の場合</p> <p>スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットし、制御棒を挿入するための方法を試みる準備を実施する。原子炉スクラムのリセットが成功した場合は、<u>原子炉スクラムが可能な手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先することから、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。</u></p> <p><u>また、制御棒の挿入が確認されない場合は、原子炉スクラムをリセットし、スクラム個別スイッチの操作を実施する。</u></p> <p><u>スクラム個別スイッチの操作により制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力容器内の圧力と御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、制御棒の挿入を実施する。ただし、中央制御室対応を行っている運転員等の作業状況により、手動操作による制御棒挿入は現場操作より優先して実施する場合がある。</u></p>	<p>(2) <u>スクラム弁が開の場合</u></p> <p><u>スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットし、制御棒を挿入するための方法を試みる準備の実施及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を実施する。そのため、原子炉スクラムのリセットが成功した場合は、中央制御室から容易に操作が可能な原子炉手動スクラムPBによる原子炉手動スクラムを実施する。</u></p> <p><u>また、制御棒の挿入が確認されない場合は、原子炉スクラムをリセットし、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）を実施する。</u></p> <p><u>さらに、制御棒の挿入が確認されない場合は、原子炉スクラムをリセットし、スクラムテストスイッチの操作を実施する。</u></p> <p><u>並行して、主制御盤において速やかに制御棒挿入操作開始が可能な制御棒手動挿入操作を実施する。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）を記載</p>

添付資料 1.1.10

タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要について

タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要図を第1図に示す。
 タービン駆動給水ポンプの運転に際して、通常運転時は湿分離器出口（第1図の※1）の蒸気を使用し、給水流量に見合った回転数に駆動タービンを調整する。
 一方、主タービントリップ等で、駆動源となる湿分離器出口の蒸気が得られなくなった場合は、主蒸気管（第1図の※2）から駆動蒸気を供給し運転を継続する。

・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は、タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要について記載



第1図 タービン駆動給水ポンプの駆動源の概要図

添付資料 1.1.4-1

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.1.2.1 フロントライ ン系故障時の対応手順	(2)EOP「反応度制御」	ほう酸水注入系タンク液位指示値が容量換算で ほう酸水注入系タンク液位指示値が容量換算で
	ほう酸水注入系タンク液位指示値の低下	ほう酸水注入系タンク液位指示値が容量換算で ほう酸水注入系タンク液位指示値が容量換算で
	ほう酸水の全量注入完了	

添付資料1.1.10

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.1.2.1 フロントライ ン系故障時 の対応手順	(2) 非常時運転手順 書II (微塵ベ ース) 原子炉制御 「反応度制御」	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値にて17,050L以下
	1.1.2.1 フロントライ ン系故障時の対応手順	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下 サブレーション・プールの水温が106℃に 到達 原子炉出力が55%以上 原子炉出力を3%未満 原子炉水位異常低下 (レベル1) より +500mm 〜 +1,500mmに維持 ほう酸水の全量注入完了

添付資料 1.1.11-1

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.1.2.1 フロントライ ン系故障時の対応手順	(2)EOP「反応度制御」	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で サブレーション・プールの水温が ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で
	1.1.2.1 フロントライ ン系故障時の対応手順	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下 サブレーション・プールの水温が 規定値に到達 ほう酸水の全量注入完了

備考

- ・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
設備, 運用の相違に
よる判断基準の相違
- ・記載表現の相違
【東海第二】
島根 2号炉は, 本文中
において数値を示して
いない項目について
のみ解釈一覧にて記載

添付資料 1.1.1.4-2

各号炉の弁番号及び弁名称一覧

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁番号	弁名称	弁番号	弁名称
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁	C41-M0-F001A/B	SLCポンプ吸込弁(A)/(B)	C41-M0-F001A/B	SLCポンプ吸込弁(A)/(B)
ほう酸水注入系注入弁	C41-M0-F006A/B	ほう酸水注入弁(A)/(B)	C41-M0-F006A/B	SLCほう酸水注入弁(A)/(B)

弁番号及び弁名称一覧

統一名称	弁名称	弁番号	操作場所
ほう酸水貯蔵タンク出口弁	SLCタンク出口弁	C41-F001A/B (M0)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟5階西側 (管理区域)
ほう酸水注入系爆破弁	SLC爆破弁A/B	C41-F004A/B	中央制御室

添付資料 1.1.1.11-2

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
MV225-1A (B)	A (B) - SLCタンク出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
MV225-2A (B)	A (B) - SLC注入弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)

備考
 ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による操作対象の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 1. 11</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1. 1. 2. 2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順 <p><リンク先> 1. 6. 2. 3(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱</p> <p>・非常用交流電源設備への燃料給油手順</p> <p><リンク先> 1. 14. 2. 7(3) 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油</p> <p>・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順</p> <p><リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失</p> <p style="padding-left: 2em;">1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 1. 12</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1. 1. 2. 2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱手順 <p><リンク先> 1. 6. 2. 3 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱</p> <p>・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順</p> <p><リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失</p> <p style="padding-left: 2em;">1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は，手順のリンク先を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p>

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表〔技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉は、自動減圧機能有無に関わらず給電する構成		
②	島根2号炉は、自主対策設備として原子炉建物内にも主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置		
③	島根2号炉は、逃がし安全弁窒素ガス供給系によりすべての逃がし弁機能を動作可能とし重大事故等対処設備として整備		
④	島根2号炉は、逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保により駆動源を確保		
⑤	柏崎6/7、東海第二は、あらかじめ背圧対策を加味した圧力を設定しているが島根2号炉は設定値到達で圧力調整を実施する手順を整備		
⑥	島根2号炉は、自主対策設備の設備概要を記載		
⑦	島根2号炉は、配備するポンベ本数により7日間以上の減圧維持が可能であり十分な予備数も確保しているため、取替は重大事故等対処設備としない		
⑧	島根2号炉は、配備したポンベ本数により7日間以上の減圧維持が可能		
⑨	解析上想定する破断箇所の相違		
⑩	島根2号炉は、低圧系の運転台数の違いによる急速減圧基準を設けておらず、1系統以上確保した時点で急速減圧を実施することから不要と整理		
⑪	島根2号炉は、低圧炉心スプレイ系が設置されており重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整備		
⑫	島根2号炉は、「自動減圧起動阻止スイッチ」と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を分離した構成で設置		
⑬	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる弁数の相違		
⑭	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理		
⑮	柏崎6/7は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置		
⑯	想定する事象の相違		
⑰	島根2号炉は、圧力低信号によりポンベ出口弁が自動開		
⑱	島根2号炉は、ブローアウトパネルについて説明を記載		
⑲	島根2号炉は、四十七条の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備		
⑳	島根2号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である残留熱代替除去系を五十条の重大事故等対処設備、四十八条の自主対策設備と位置付けており、技術的能力1.7及び1.5にて手順を整備		
㉑	島根2号炉は、炉心損傷時における減圧後の注水に復水・給水系は選定していない		
㉒	島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施		
㉓	柏崎6/7は、現場での減圧状況確認を考慮		
㉔	島根2号炉は、操作者の1名を記載。柏崎6/7は、操作者及び確認者の2名を記載		
㉕	設備構成、対応する要員及び所要時間の相違		
㉖	島根2号炉は、緊急時対策要員にて作業を実施		
㉗	島根2号炉は、現場隔離操作等のアクセスを考慮し、原子炉建物原子炉棟内の環境緩和のために、S/P冷却モードから原子炉停止時冷却モードへの切替操作を実施		
㉘	島根2号炉は、インターフェイスシステムLOCAと判断した場合、プラント運転継続不可を判断しスクラム操作を実施するとともに破断箇所の特定及び隔離を行うこととしている。また復水器が使用可能である場合は冷却機能を維持し主蒸気隔離弁の閉操作はしない		
㉙	島根2号炉は、漏えいの抑制を優先して実施するためSGT起動は後段の放射線量抑制操作の中で実施		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 <目次></p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>(d) 復旧</p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし) 開放</u></p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き) 開放</u></p>	<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 <目次></p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>(d) 復旧</p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能) 開放</u></p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能) 開放</u></p>	<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 <目次></p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>(d) 復旧</p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放</p> <p>b. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放</u></p> <p><u>c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、自動減圧機能有無に関わらず給電する構成(以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.3.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</u></p> <p>2. 逃がし安全弁用 <u>可搬型蓄電池</u>による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能付き</u>) 開放</p> <p>3. <u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</p>	<p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.3.2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料1.3.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</u></p> <p>(1) <u>予備の高圧窒素ポンベへの交換</u></p>	<p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p><u>添付資料 1.3.2 自主対策設備仕様</u></p> <p>添付資料 1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.3.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放</u></p> <p>2. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放</u></p> <p>3. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放</u></p> <p>4. <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は, 自主対策設備の設備概要を記載 (以下, ⑥の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 現場作業を実施することから成立性を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 現場作業を実施することから成立性を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 中央制御室での遠隔操作としておらず, 現場作業にて対応</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 配備するポンベ本数により 7 日間以上の減圧維持</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. <u>高圧窒素ガスポンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保</p> <p>5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作 (<u>高圧炉心注水系の場合</u>)</p> <p>添付資料 1.3.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の概要図</p> <p>添付資料 1.3.5 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p>添付資料 1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について</p>	<p>2. <u>可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</u></p> <p>(1) <u>系統構成</u></p> <p>(2) <u>可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保</u></p> <p>3. <u>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放</u></p> <p>(1) <u>予備の高圧窒素ポンベへの交換</u></p> <p>4. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作 (<u>残留熱除去系の場合</u>)</p> <p>(1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作</p> <p>添付資料1.3.5 インターフェイスシステム LOCA 時の概要図</p> <p>添付資料1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p>添付資料1.3.7 インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について</p>	<p>5. <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p>6. <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策</u></p> <p>7. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作</p> <p>添付資料 1.3.5 インターフェイスシステム LOCA 発生時の概要図</p> <p>添付資料 1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p>添付資料 1.3.7 インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について</p>	<p>が可能であり十分な予備数も確保しているため、取替は重大事故等対処設備としない (以下, ⑦の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 配備したポンベ本数により 7 日間以上の減圧維持が可能 (以下, ⑧の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違 島根 2 号炉は, ポンベ取替としておらず, ポンベ切替にて対応する。</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・故障想定との相違 【柏崎 6/7】 解析上想定する破断箇所との相違 (以下, ⑨の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備</p>	<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備</p>	<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>されていること。</p>	<p>されていること。</p>	<p>備されていること。</p>	
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。</p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.3.1 図）。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステム LOCA の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすことや<u>全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備する。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。</p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.3-1図）。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステム LOCA の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすことや<u>全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。</p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として、自動減圧系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.3-1 図）。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステム LOCA の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>すべての</u>要求事項を満たすことや<u>すべての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3.1表に整理する。</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i. 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、代替自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」におけるEOP「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p>	<p>準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3-1表に整理する。</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に、<u>過渡時自動減圧機能</u>により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における<u>非常時運転手順書II（徴候ベース）原子炉制御</u>「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び<u>過渡時自動減圧機能</u>による自動減圧を阻止する。</p>	<p>基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十六条及び「技術基準規則」第六十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3-1表に整理する。</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び<u>低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）</u>の場合に、<u>代替自動減圧機能</u>により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」におけるEOP「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧起動阻止スイッチ」及び「<u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u>」により自動減圧系及び<u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>による自動減圧を阻止する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、低圧炉心スプレイ系が設置されており重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整備（以下、⑩の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、「自動減圧起動阻止スイッチ」</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) ・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き <u>C, H, N, T の 4 個</u>)</p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>ii. 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 	<p><u>過渡時自動減圧機能</u>による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>過渡時自動減圧機能</u> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能^{※2} : <u>B, C の 2 個</u>)</p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>※2 : <u>18個</u>の逃がし安全弁は全て逃がし弁機能を有している。そのうち<u>7個</u>が自動減圧機能を有している。</p> <p>ii) 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) 	<p><u>代替自動減圧機能</u>による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)</u> ・自動減圧起動阻止スイッチ ・<u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u> <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き^{※2} <u>B, M の 2 個</u>)</p> <p>・主蒸気系 配管・クエンチャ</p> <p>・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>※2 : <u>12 個</u>の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。そのうち<u>6個</u>が自動減圧機能を有している。</p> <p>ii 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 	<p>と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を分離した構成で設置 (以下, ⑫の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑫の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる弁数の相違 (以下, ⑬の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑬の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理 (以下, ⑭の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、当該電磁弁を作動させた場合、全弁同時開となるため逃がし安全弁機能により順次手動開放する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> <p>・所内蓄電式直流電源設備</p> <p>・可搬型直流電源設備</p> <p>また、上記所内蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>タービンバイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、逃がし弁機能用アキュムレータ、自動減圧系の起動阻止スイッチ、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> <p>・所内常設直流電源設備</p> <p>・常設代替直流電源設備</p> <p>・可搬型代替直流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>また、上記所内常設直流電源設備への継続的な給電を使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>タービン・バイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、<u>過渡時自動減圧機能</u>、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>)、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、<u>非常用交流電源設備</u>、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>、常設代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・<u>逃がし安全弁</u>逃がし弁機能用アキュムレータ <p>・所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>・<u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>・可搬型直流電源設備</p> <p>また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <p>タービン・バイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、<u>代替自動減圧ロジック</u> (代替自動減圧機能)、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>逃がし安全弁</u>逃がし弁機能用アキュムレータ、自動減圧起動阻止スイッチ、<u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u>、所内常設蓄電式直流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は、重大</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ①, ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置 (以下、⑮の相違) ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①, ③, ⑫の相違 ・設備の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、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。</u></p> <p>・タービンバイパス弁、タービン制御系</p> <p>炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。</p>	<p>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ（容量：1回）に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p>・タービン・バイパス弁、タービン制御系</p> <p>炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 2)</p>	<p>事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。</p> <p>・タービン・バイパス弁、タービン制御系</p> <p>炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。</p>	<p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>また、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、<u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i . 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型直流電源設備により逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>AM 用切替装置 (SRV)</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) ・主蒸気系配管・クエンチャ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> <p>・<u>燃料給油設備</u></p>	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備、<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)</u> 又は <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)</u> により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>また、<u>逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させ発電用原子炉を減圧する手段がある。</u></p> <p>i 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>S R V用電源切替盤</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・故障想定との相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>想定する事象の相違 (以下、⑯の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii . 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</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>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で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) ・主蒸気系配管・クエンチャ <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>iii . 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧</p> <p>代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>ii) 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</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>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で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・主蒸気系配管・クエンチャ <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ (逃がし弁機能用及び自動減圧機能用) の供給圧力が喪失した場合は, 非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) を開放して発電用原子炉を減圧する。また, 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は, 予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベに切</p>	<p>ii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁の作動回路に, 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) を接続し, 逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ <p>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>iii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) を原子炉建物原子炉棟にて接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, M の 2 個) ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ <p>iv 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・故障想定 【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置)</u> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし <u>D, E, K, U の 4 個</u>) ・ 主蒸気系配管・クエンチャ <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、<u>高圧窒素ガス供給系</u>により逃がし安全弁の駆動源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i . <u>高圧窒素ガス供給系</u>による窒素ガス確保</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を<u>不活性ガス系</u>から<u>高圧窒素ガス供給系</u>に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源を<u>高圧窒素ガス供給系</u>から供給している期間において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、</p>	<p><u>り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</u> ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能^{*3} : <u>A, G, S, V</u>の4個) ・ 主蒸気系配管・クエンチャ ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u> ・ <u>可搬型代替直流電源設備</u> ・ <u>燃料給油設備</u> <p>※3 : <u>18 個</u>の逃がし安全弁は全て逃がし弁機能を有している。そのうち自動減圧機能を有していない <u>4 個</u>の逃がし安全弁を非常用逃がし安全弁駆動系に用いる。</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、<u>非常用窒素供給系</u>により逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の駆動源を確保し、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) <u>非常用窒素供給系</u>による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の作動に必要な窒素の供給源が窒素供給系から<u>非常用窒素供給系</u>に切り替わることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の駆動源を<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>から供給している期間において、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機</u></p>	<p><u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>による減圧に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u> ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし^{*3} <u>A, J</u>の2個) ・ 主蒸気系 配管・クエンチャ <p>※3 : <u>12 個</u>の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。そのうち自動減圧機能を有していない <u>2 個</u>の逃がし安全弁を<u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>に用いる。</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 逃がし安全弁の作動に必要な<u>逃がし安全弁</u>逃がし弁機能用アキュムレータ及び<u>逃がし安全弁自動減圧機能</u>用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>により逃がし安全弁の駆動源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>による窒素ガス確保</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が<u>窒素ガス制御系</u>から<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>に<u>自動で切り替わる</u>ことで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源が<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>から供給されている期間において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑬の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧において、逃がし安全弁開放に電源は不要 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、圧力低

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガスポンベ ・高圧窒素ガス供給系配管・弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>能)の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>非常用窒素供給系による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ ・逃がし安全弁(自動減圧機能) ・主蒸気系配管・クエンチャ ・非常用窒素供給系配管・弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・所内常設直流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料給油設備 <p>ii) 可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保 逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源を非常用窒素供給系からの供給している期間中において、逃</p>	<p>圧力が低下した場合は、待機側の逃がし安全弁用窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁用窒素ガス供給系による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ ・逃がし安全弁用窒素ガス供給系 配管・弁 ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 <p>また、上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<p>信号によりポンベ出口弁が自動開(以下、⑩の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、窒素ガス喪失時に供給するための設備を記載 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>圧力の窒素ガスを供給可能な設計</u>としている。</p> <p>i . 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の 2 倍の状態 (620kPa[gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ供給圧力を設定</u>する。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を<u>設定</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧窒素ガスポンベ</u> ・<u>高圧窒素ガス供給系配管・弁</u> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源に</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p> <p><u>がし安全弁 (自動減圧機能) の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置 (小型) により窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型窒素供給装置 (小型)</u> ・<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> ・<u>主蒸気系配管・クエンチャ</u> ・<u>非常用窒素供給系配管・弁</u> ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・<u>所内常設直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>圧力の窒素を供給可能な設計</u>としている。</p> <p>i) 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態 (620kPa [gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ供給圧力を設定</u>する。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素の供給圧力を<u>設定</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用窒素供給系</u> ・<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源に</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>窒素ガス供給圧力を調整可能な設計</u>としている。</p> <p>i 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の 2 倍の状態 (853kPa[gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、供給圧力を<u>調整</u>する。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を<u>調整</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u> ・<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁</u> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源に</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>より逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i . 代替直流電源設備による復旧 代替直流電源設備（可搬型直流電源設備又は直流給電車）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>直流給電車及び電源車</u> <p>ii . 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備の</p>	<p>より逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 代替直流電源設備による復旧 可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>ii) 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により<u>直流125V</u>充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のう</p>	<p>より逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i 代替直流電源設備による復旧 <u>代替直流電源設備（可搬型直流電源設備又は直流給電車）</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>直流給電車</u> <p>ii 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のう</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、柏崎6/7同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし、東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確保は自主対策手順として記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際にSA電路として、代替所内電気設備を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>うち、可搬型直流電源設備、AM用切替装置(SRV)、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ、<u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び自動減圧機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、<u>高圧窒素ガスポンベ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、<u>高圧窒素ガスポンベ及び高圧窒素ガス供給系配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合において</p>	<p>ち、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁(<u>自動減圧機能</u>)、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧で使用する設備のうち、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、逃がし安全弁(自動減圧機能)、主蒸気系配管・クエンチャ、非常用窒素供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ</u>、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備、<u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</u>、<u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)</u>、<u>非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁</u>及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、<u>非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても、発</p>	<p>ち、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ、逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても、発</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①, ③の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を自主対策設備として整備</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として、代替所内電気設備を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>も、発電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）</u></p> <p>現状の設備では系統構成（フランジ取外し、ホース取付け）を原子炉建屋原子炉区域で実施しなければならず、<u>事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。</u></p> <p>・直流給電車</p> <p>給電開始までに時間を要するが、<u>給電が可能であれば逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、<u>常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、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。</u></p>	<p>電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。</p> <p>・<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）</u></p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の補助盤室からの電源供給が不可能となった場合において、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、代替電源として有効である。</u></p> <p>・<u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u></p> <p>中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合には、<u>他の窒素ガス供給設備と独立した系統である逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を使用することができ、使用する際の現場作業（系統側への短管接続作業）に時間を要するものの、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。</u></p> <p>・<u>直流給電車</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため、高圧発電機車は配備されており、可搬型直流電源設備としては、電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車2台（直流給電車115V及び直流給電車230V）の配備が必要となり時間を要するが、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、非常用逃がし安全弁駆動系を重大事故等対処設備として整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の当該設備は、原子炉建物（非管理区域）で作業が可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、柏崎6/7同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし、東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確保は自主対策手順として記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>る。</u></p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> 	<p>・<u>可搬型窒素供給装置 (小型)</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保まで時間を要するが、逃がし安全弁 (自動減圧機能) に窒素を供給可能であれば、重大事故等の対処に必要な窒素を確保できることから有効な手段である。</u></p> <p>(添付資料1.3.2)</p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) ・<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・所内常設直流電源設備 ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 <p>・<u>燃料給油設備</u></p>	<p>(添付資料1.3.2)</p> <p>c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u> ・<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型直流電源設備</u> <p><u>また、上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①, ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象 負荷の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ及び<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p><u>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</u></p> <p><u>・逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ(容量:1回)に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁(逃がし弁機能)により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁(自動減圧機能)の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1.3.2)</u></p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、<u>常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①, ③の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p>また、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。</p> <p>なお、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心注水系注入隔離弁 	<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p>なお、原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能) ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系注入弁 ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・残留熱除去系A系注入弁 ・残留熱除去系B系注入弁 	<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁及びタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p>また、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。</p> <p>なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。</p> <p>原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統の低圧設計部分が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系注水弁 ・低圧炉心スプレイ系注水弁 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて説明を記載（以下、⑱の相違） ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ①、③の相違 ・故障想定との相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における <u>原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・原子炉建屋ブローアウトパネル</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ及び<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する<u>高圧炉心注水系注入隔離弁</u>は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>・<u>残留熱除去系C系注入弁</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用の原子炉の減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>)、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、<u>高圧炉心スプレイ系注入弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u>、<u>低圧炉心スプレイ系注入弁</u>、<u>残留熱除去系A系注入弁</u>、<u>残留熱除去系B系注入弁</u>及び<u>残留熱除去系C系注入弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震Sクラスではなく S_s 機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ (容量: 1回) に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) によ</u></p>	<p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ及び<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u>を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置付ける。</u></p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。</u></p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①, ③の相違</p> <p>・故障想定 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・故障想定 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・タービンバイパス弁、タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び AM 設備別操作手順書に定める（第 1.3.1 表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.3.2 表、第 1.3.3 表）。</p> <p>(添付資料 1.3.2)</p>	<p><u>り発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p>・タービン・バイパス弁、タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.3.2)</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、<u>運転員等※4</u>及び<u>重大事故等対応要員</u>の対応として「<u>非常時運転手順書Ⅱ</u>（徴候ベース）」、「<u>非常時運転手順書Ⅲ</u>（シビアアクシデント）」、「<u>AM設備別操作手順書</u>」及び「<u>重大事故等対策要領</u>」に定める（第1.3-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.3-2表、第1.3-3表）。</p> <p><u>※4 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p> <p>(添付資料1.3.3)</p>	<p>・タービン・バイパス弁、タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、「c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>の対応として<u>事故時操作要領書</u>（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、<u>事故時操作要領書</u>（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、<u>AM設備別操作要領書</u>及び<u>原子力災害対策手順書</u>に定める。（第 1.3-1 表）</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.3-2 表、第 1.3-3 表）</p> <p>(添付資料 1.3.3)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、中央制御室の運転員にて対応</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i. 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>ii. 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 <p>iii. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操 	<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧で原子炉注水が可能な系統を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i) 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。 ・主復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>ii) 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。 <p>iii) 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>【低圧注水手段がある場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系統は使用できないが、低圧注水系統1系^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全 	<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧で原子炉注水が可能な系統を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>ii 急速減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 <p>[注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%上の位置) に到達した場合</u> <p>iii 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 1 系統^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、炉心損傷前であっても当該基準で急速減圧を実施

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>作が可能な場合 [注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>※1: 「<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 2 系以上起動することをいう。</p>	<p>弁の開操作が可能な場合。 【注水手段がない場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>(添付資料1.3.8)</p> <p>※1: 「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p>	<p>全弁の開操作が可能な場合 [注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>(添付資料1.3.8)</p> <p>※1: 「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系</u>、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、炉心損傷前後の減圧操作について記載 運用の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑪の相違 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、四十七条の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備（以下、⑬の相違） 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である残留熱代替除去系を五十条の重大事故等対処設備、四十八条の自主対策設備と位置付けており、技術的能力1.7及

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、 低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみ</u>の起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 1. 3. 7)</p> <p>※2: 「低圧注水系 1 系」とは、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）</u>のいずれか 1 系をいう。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 3. 2 図、第 1. 3. 3 図及び第 1. 3. 4 図に示す。</p> <p>[タービンバイパス弁による減圧]</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にタービンバイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材温度変化率が 55℃ /h を超えないようにタービンバイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii : 急速減圧の場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、タービンバイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p>	<p>※2: 「低圧注水系1系」とは、<u>低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）</u>のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1. 3-2図、第1. 3-3図、第1. 3-4図及び第1. 3-5図に示す。</p> <p>【タービン・バイパス弁による減圧】</p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>にタービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a判断基準 i) : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p><u>運転員等は中央制御室にて</u>、原子炉冷却材温度変化率が55℃/hを超えないようにタービン・バイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b判断基準 ii) : 急速減圧の場合</p> <p><u>運転員等は中央制御室にて</u>、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を</p>	<p>※2: 「低圧注水系1系統」とは、<u>低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>のいずれか1系統をいう。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 3-2 図、第 1. 3-3 図、第 1. 3-4 図及び第 1. 3-5 図に示す。</p> <p>[タービン・バイパス弁による減圧]</p> <p>①<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>にタービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a判断基準 i : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p><u>中央制御室運転員A</u>は、原子炉冷却材温度変化率が 55℃/h を超えないようにタービン・バイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b判断基準 ii : 急速減圧の場合</p> <p><u>中央制御室運転員A</u>は、タービン・バイパス弁を</p>	<p>び 1.5 にて手順を整備（以下、⑳の相違）</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、炉心損傷時における減圧後の注水に復水・給水系は選定していない（以下、㉑の相違）</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑲, ⑳の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の中央制御室は、島根 1 号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施（以下、㉒の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[逃がし安全弁による減圧]</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材温度変化率が 55℃ /h を超えないように逃がし安全弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii : 急速減圧の場合 中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）<u>8</u> 個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を <u>8</u> 個開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて <u>8</u> 個開放する。</p> <p>②^c 判断基準 iii : 炉心損傷後の減圧の場合 中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き又は逃がし弁機能）<u>2</u> 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>③ 中央制御室運転員 A は、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇防止のため、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・プール水の除熱を行う。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。 作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始</p>	<p>行う。</p> <p>【逃がし安全弁による減圧】</p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i) : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 <u>運転員等は中央制御室にて</u>、原子炉冷却材温度変化率が55℃/hを超えないように逃がし安全弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii) : 急速減圧の場合 <u>運転員等は中央制御室にて</u>、逃がし安全弁（自動減圧機能）<u>7</u>個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）を<u>7</u>個開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて<u>7</u>個開放する。</p> <p>②^c 判断基準 iii) : 炉心損傷後の減圧の場合 <u>運転員等は中央制御室にて</u>、逃がし安全弁（自動減圧機能）<u>2</u>個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。 逃がし安全弁（自動減圧機能）<u>2</u>個を手動で開放できない場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>③<u>運転員等は中央制御室にて</u>、サブプレッション・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱を行う。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名で対応が可能である。</u> 作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始</p>	<p>手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p> <p>[逃がし安全弁による減圧]</p> <p>①<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i : 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 <u>中央制御室運転員Aは</u>、原子炉冷却材温度変化率が 55℃/h を超えないように逃がし安全弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii : 急速減圧の場合 <u>中央制御室運転員Aは</u>、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）<u>6</u> 個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を <u>6</u> 個開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて <u>6</u> 個開放する。</p> <p>②^c 判断基準 iii : 炉心損傷後の減圧の場合 <u>中央制御室運転員Aは</u>、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）<u>2</u> 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）<u>2</u> 個を手動で開放できない場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>③<u>中央制御室運転員Aは</u>、サブプレッション・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱を行う。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの想定時間は下記のとおり。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、当該電磁弁を作動させた場合、全弁同時開となるため逃がし安全弁機能により順次手動開放する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>するまでの<u>所要時間</u>は下記のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービンバイパス弁による減圧：<u>1分以内</u> 逃がし安全弁による減圧：<u>1分以内</u> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3.16図に示す。</p> <p>自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧注水系、低圧代替注水系(常設)</u>又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び<u>残留熱除去系ポンプ</u>運転(低圧注水モード)の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>するまでの<u>所要時間</u>は下記のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁による減圧：<u>3分以内</u> 逃がし安全弁による減圧：<u>1分以内</u> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-19図に示す。</p> <p>自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、主復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。主復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位異常低下(レベル1)到達10分後及び<u>残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ</u>又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合は、<u>過渡時自動減圧機能</u>が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁による減圧：<u>10分以内</u> 逃がし安全弁による減圧：<u>10分以内</u> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-22図に示す。</p> <p>自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧で原子炉注水が可能な系統</u>又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後並びに<u>低圧炉心スプレイ・ポンプ</u>運転又は<u>原子炉水位低(レベル1)到達10分後並びに残留熱除去ポンプ</u>運転(低圧注水モード)の場合は代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 所要時間に対する裕度の相違 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑪の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> 開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)</u>にて確認が可能であるため、<u>いずれかの計器で確認する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <p>・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*2}以上が使</p>	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> 開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池にて逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <p>・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能システム又は低圧代替注水系のうち1システム以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*2}以上が使用可能である</p>	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS.A用115V系充電器により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS.A用115V系充電器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用するS.A用115V系蓄電池にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>補助盤室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態<u>又は全交流動力電源喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する際に直流電源の切替が必要な状態</u>において、以下の条件が<u>すべて</u>成立した場合。</p> <p>・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧で原子炉注水が可能システム又は低圧代替注水系のうち1システム以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*2}以上が使用可能である場合、又は原</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>操作箇所の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、現場での減圧状況確認を考慮(以下、③の相違)</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、全交流動力電源喪失発生8時間後の対応(有効性評価「全交流動力電源喪失」)を想定</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置</u>）に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なし</u>）作動用の窒素ガスが確保されている場合。 ・逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なし</u>）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※1：「<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみ</u>の起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>※2：「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、<u>給水・復水系</u>、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なし</u>）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3.3図に、概要図を第1.3.5図に、タ</p>	<p>場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（<u>燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置</u>）に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）作動用の窒素が確保されている場合。 ・逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2：「低圧注水系1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、<u>給水・復水系</u>、低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-6図に、タ</p>	<p>子炉圧力容器内の水位が規定水位（<u>燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置</u>）に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁作動用の窒素ガスが確保されている場合。 ・逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※1：「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系</u>、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2：「低圧注水系1系統」とは、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系</u>、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-7図に、タイム</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【東海第二】③の相違 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】①の相違 ・運用の相違【柏崎6/7】⑩の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】⑪の相違 ・運用の相違【柏崎6/7】⑩の相違 ・設備の相違【東海第二】⑱の相違, ⑳の相違 ・運用の相違【柏崎6/7】⑩の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】⑪の相違 ・運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】⑳の相違 ・設備の相違【東海第二】⑱の相違, ⑳の相違 ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>イムチャートを第1.3.6図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。</p> <p>② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。</p> <p>③ 当直副長は、可搬型直流電源設備による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。</p> <p>[逃がし安全弁の駆動源（電源）確保及び開放操作]</p> <p>④^a [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 [現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤^a 中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の AM 用切替装置（SRV）で、125V DC 分電盤側の逃がし安全弁用供給電源 NFB を開放し、125V AM 分電盤側の逃がし安全弁用供給電源 NFB を投入し、当直副長に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁</p>	<p>イムチャートを第1.3-7図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備開始を指示する。</p> <p>② 発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧を依頼する。</p> <p>③ 発電長は、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員等に常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備開始を指示する。</p> <p>④ 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤ 運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池への切替えを実施し、発電長に常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V</p>	<p>チャートを第1.3-8図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</p> <p>[可搬型直流電源設備による復旧]</p> <p>② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器による直流電源の復旧を依頼する。なお、可搬型直流電源設備に関する操作は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>[常設代替直流電源設備による復旧]</p> <p>③ 当直副長は、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員に常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</p> <p>④ 現場運転員 B 及び C は、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤ 現場運転員 B 及び C は、補助盤室の S R V 用電源切替盤で、逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設蓄電池式直流電源設備として使用する B-115V 系蓄電池から常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池への切替えを実施し、当直</p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違 ・体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>(自動減圧機能なし)</u> 開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑥^a 当直副長は、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> 開放を指示する。</p> <p>⑦^a 当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に</u>発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑧^a 中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑨^a <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B</u> は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力 (可搬計測器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C, D, E <u>及び F</u> に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p> <p><u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> 現場運転員 C <u>及び D</u> は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員</p>	<p>系蓄電池による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> 開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑥<u>発電長</u>は、<u>運転員等</u>に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> の開放を指示する。</p> <p>⑦<u>発電長</u>は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は<u>運転員等</u>に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑧<u>運転員等</u>は中央制御室にて、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑨<u>運転員等</u>は中央制御室にて、発電用原子炉の減圧が開始されたことを、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により確認し、<u>発電長</u>に報告する。</p>	<p><u>副長</u>に常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑥<u>当直副長</u>は、<u>中央制御室運転員</u>に常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池による逃がし安全弁の開放を指示する。</p> <p>⑦<u>当直副長</u>は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は<u>現場運転員</u>に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑧<u>中央制御室運転員 A</u>は、逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑨<u>現場運転員 B 及び C</u>は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを<u>補助盤室の原子炉プロセス計測盤</u>に接続した原子炉圧力 (可搬型計測器) 指示値の低下により確認し、<u>当直副長</u>に報告するとともに、<u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p>	<p>【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、操作者の 1 名を記載。柏崎 6/7 は、操作者及び確認者の 2 名を記載 (以下, ④の相違) ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 報告箇所の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑩^a 中央制御室運転員 A <u>及び B</u>、又は現場運転員 <u>C及び D</u> は、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</p> <p><u>[逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス) 確保操作]</u></p> <p>④^b 現場運転員 <u>C及び D</u> は、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として、<u>高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>なお、<u>高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</u></p> <p>⑤^b 現場運転員 <u>E及び F</u> は、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の系統構成として、<u>高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b 現場運転員 <u>E及び F</u> は、原子炉建屋地上4階北西通路、南西通路にて、<u>窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員 2</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運</u></p>	<p>⑩<u>現場運転員 B及び C</u>は、<u>原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>なお、<u>可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると、負荷への給電が SA用 115V系蓄電池から SA用 115V系充電器による給電へ操作無く自動で切り替わることから、可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>[常設代替直流電源設備による復旧]</u></p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1名、現場運転員</u></p>	<p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2号炉は、常設代替直流電源設備から可搬型直流電源設備へ切り替わりについて明確化</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>名 (操作者及び確認者), 現場運転員 4 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放まで約 35 分で可能である。</p> <p>また, 可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。また, 速やかに作業が開始できるよう, 使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料 1. 3. 3-1)</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合, 現場多重伝送盤にて逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については, 中央制御室又は原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) にて確認が可能であるため, いずれかの計器で確認する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において, 以下の条件が全て成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は, 低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 	<p>転員) 2名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放まで21分以内で可能である。</p> <p>また, 可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合, 中央制御室にて逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については, 中央制御室の計器にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作ができない状態において, 以下の条件が全て成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は, 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1 	<p>2名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放まで40分以内で可能である。</p> <p>[可搬型直流電源設備による復旧] 可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。また, 速やかに作業が開始できるよう, 使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料 1. 3. 4-1)</p> <p>b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合, 補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し, 逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については, 補助盤室の計器にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において, 常設代替直流電源設備が使用できない場合で, 以下の条件がすべて成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は, 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統 	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 設備構成, 対応する要員及び所要時間の相違 (以下, ㊸の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉は, 現場作業を実施することから成立性を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【東海第二】 操作箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 ㊸の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置）に到達した場合。</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1:「<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち 1 系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 2 系以上起動することをいう。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみでの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</u></p> <p style="text-align: center;">（添付資料 1.3.7）</p> <p>※2:「低圧注水系 1 系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、<u>給水・復水系</u>、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系をいう。</p>	<p>系統以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20%高い位置）に到達した場合。</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。</p> <p>※1:「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、<u>給水・復水系</u>、低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系をいう。</p>	<p>以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%上の位置）に到達した場合。</p> <p>・逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1:「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>及び<u>復水・給水系</u>のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系</u>、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系 1 系統」とは、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>、<u>復水輸送系</u>、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系統をいう。</p>	<p>【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ⑪の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違 ⑳の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑱の相違 ⑳の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違 ⑳の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p><u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放手順の概要は以下のとおり。</u>手順の対応フローを第 1.3.3 図に、概要図を第 1.3.7 図に、タイムチャートを第 1.3.8 図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力 (可搬計測器) を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u> <u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員 C 及び D は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</u> <u>なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能 (自動減圧機能) 開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3-3 図に、概要図を第 1.3-8 図に、タイムチャートを第 1.3-9 図に示す。</p> <p>① <u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。</u>手順の対応フローを第 1.3-3 図及び第 1.3-6 図に、概要図を第 1.3-9 図に、タイムチャートを第 1.3-10 図に示す。</p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に補助盤室にて逃がし安全弁用蓄電池を接続することによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の準備作業を指示する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員 B 及び C は、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力 (可搬型計測器) を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、緊急時対策要員にて作業を実施 (以下, ②⑥の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②⑥の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>閉操作は実施しない。</u></p> <p>④ <u>現場運転員 E 及び F は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、<u>高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全開操作及び高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A), (B) 供給弁の全開操作を実施する。</u></u></p> <p>⑤ <u>現場運転員 E 及び F は、<u>原子炉建屋地上 4 階北西通路、南西通路にて、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動源が確保されていることを確認する。</u></u></p> <p>⑥ <u>現場運転員 E 及び F は、<u>多重伝送現場盤内の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動回路に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備完了を報告する。</u></u></p> <p>⑦ <u>当直副長は、<u>現場運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開放を指示する。</u></u></p> <p>⑧ <u>当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></u></p> <p>⑨ <u>現場運転員 E 及び F は、<u>多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃</u></u></p>	<p>③ <u>運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び電源ケーブルを接続し、<u>発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池（自動減圧機能）開放の準備完了を報告する。</u></u></p> <p>④ <u>発電長は、<u>運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。</u></u></p> <p>⑤ <u>発電長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は運転員等に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、<u>接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自</u></u></p>	<p>④ <u>緊急時対策要員は、<u>A, B - 自動減圧継電器盤の逃がし安全弁作動回路に、<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。</u></u></u></p> <p>⑤ <u>当直副長は、<u>中央制御室運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放を指示する。</u></u></p> <p>⑥ <u>当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></u></p> <p>⑦ <u>中央制御室運転員 A は、<u>手動により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 操作箇所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、中央制御室運転員にて操作を実施</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑩ <u>〔中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合〕</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C、D、E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p> <p><u>〔現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合〕</u></p> <p>現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p> <p>⑪ <u>現場運転員 E 及び F は、原子炉建屋地上 4 階北西通路、南西通路にて、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、</u> <u>高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A)、(B) 供給弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑫ <u>中央制御室運転員 A 及び B、又は現場運転員 C 及び D は、</u> <u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、</u> <u>当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2</u></p>	<p>動減圧機能）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑦ <u>運転員等は中央制御室にて、</u> <u>発電用原子炉の減圧が開始されたことを接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により確認し、</u> <u>発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運</u></p>	<p>⑧ <u>現場運転員 B 及び C は、</u> <u>発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、</u> <u>当直副長に報告するとともに、</u> <u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑨ <u>現場運転員 B 及び C は、</u> <u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、</u> <u>当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名、現場運転員</u></p>	<p>操作箇所及び操作内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違 【柏崎 6/7】 報告箇所の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載 ・体制及び運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放まで約55分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料1.3.3-2)</p>	<p>転員)1名にて実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放まで55分以内で可能である。</p> <p>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>b. 可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、可搬型窒素供給装置(小型)からの供給に切り替えて逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源を確保する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁(自動減圧機能)作動用の窒素を供給している期間中において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源を確保するための準備を依頼する。</p> <p>②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置(小型)による逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源を確保するための窒素供給用ホース接続及び系統構成(非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む)を指示する。</p>	<p>2名、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による逃がし安全弁開まで1時間20分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料1.3.4-2)</p>	<p>【柏崎6/7、東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場作業を実施することから成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む）を実施し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>④発電長は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成が完了したことを連絡する。</u></p> <p><u>⑤災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。</u></p> <p><u>⑥重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）と原子炉建屋南側の接続口に窒素供給用ホースを取り付ける。</u></p> <p><u>⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。</u></p> <p><u>⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。</u></p> <p><u>⑨災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。</u></p> <p><u>⑩重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。</u></p> <p><u>⑪重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。</u></p> <p><u>⑫災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源の確保が完了したことを連絡する。</u></p> <p><u>⑬発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源が確保されていることの確認を指示する。</u></p> <p><u>⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、非常用窒素供給系供給圧力指示値が1.10MPa [gage] を超え、可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、現場対応を運転員等 (当直運転員) 2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源確保完了まで305分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料1.3.4)</u></p>	<p><u>c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、ADS 仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>発電用原子炉の減圧状況の確認については、補助盤室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) が使用できない場合で、以下の条件がすべて成立した場合。</u></p> <p><u>・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能システム又は低圧代替注水系のうち1システム以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系統※²以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。</u></p> <p><u>・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。</u></p> <p><u>※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</u></p> <p><u>※2：「低圧注水系1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3-3 図及び第 1.3-6 図に、概要図を第 1.3-11 図に、タイムチャートを第 1.3-12 図に示す。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放（自動減圧機能付き）を指示する。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. <u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放</p>	<p>c. <u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>による逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能</u>）開放</p>	<p>③現場運転員A及びBは、<u>補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>原子炉建物原子炉棟2階東側ペネトレーション室外（B系の場合は、西側ペネトレーション室）にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池をADS仮設電源接続中継端子箱に接続する。</u></p> <p>⑤当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>原子炉建物原子炉棟2階通路にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の負荷の投入操作により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p> <p>⑦現場運転員A及びBは、<u>発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑧現場運転員A及びBは、<u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) <u>操作の成立性</u> <u>上記の操作は、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放まで1時間30分以内で可能である。</u> <u>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業ができるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</u> <u>(添付資料 1.3.4-3)</u></p> <p>d. <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>により逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>D, E, K</u> 又は <u>U</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし D, E, K 又は U）</u>を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）</u>にて確認が可能であるため、<u>いずれかの計器で確認する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u> ・<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u> <p>※1: 「<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常</u></p>	<p><u>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なし <u>A, G, S</u> 及び <u>V</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能（自動減圧機能なし <u>A, G, S</u> 及び <u>V</u>）</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作】</u></p> <p><u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作により発電用原子炉を減圧できない場合。</u></p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え】</u></p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（逃がし弁機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p>	<p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>より逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>A</u> 及び <u>J</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>A</u> 及び <u>J</u>）</u>を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については<u>補助盤室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件がすべて成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u> ・<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u> <p>※1: 「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・故障想定との相違 ・【東海第二】 ⑯の相違 ・設備の相違 ・【柏崎6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 ・【東海第二】 島根2号炉は、当該操作はなく現場操作により対応 ・設備の相違 ・【柏崎6/7】 操作箇所の相違 ・設備の相違 ・【東海第二】 島根2号炉は、当該操作はなく現場操作により対応 ・運用の相違 ・【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・故障想定との相違 ・【東海第二】 ⑯の相違 ・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系(常設)、消火系及び低圧代替注水系(可搬型)のうち2系以上起動することをいう。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系(常設)のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</u></p> <p style="text-align: center;">(添付資料 1.3.7)</p> <p>(b) 操作手順 (A系使用の例)</p> <p>代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3.3図に、概要図を第1.3.9図に、タイムチャートを第1.3.10図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>⑤ 当直副長は、<u>現場運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の開放を指示する。</u></p> <p>② [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p><u>中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系A系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放手順の概要は以下のとおり(非常用逃がし安全弁駆動系B系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放手順も同様。)</u>。概要図を第1.3-14図に、タイムチャートを第1.3-15図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放の準備開始を指示する。</u></p>	<p>注水系のうち1系統以上の起動」とは、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)のうち1系統以上起動することをいう。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-13図に、タイムチャートを第1.3-14図に示す。</u></p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備を依頼し、運転員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>② 緊急時対策本部は、<u>当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放を指示する。</u></p> <p>③ 現場運転員A及びBは、<u>補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力(可搬型計測器)を接続</u></p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、減圧時の注水系統について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑪の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、自主対策設備として1系統を設置、柏崎6/7は自主対策設備として2系統、東海第二はSA設備として2系統整備 ・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑫の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎6/7】 操作箇所及び対応要員の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 <u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階計装</u> <u>ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器)</u> <u>にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員 C 及び D は、代替逃がし安全弁駆動</u> <u>装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開</u> <u>放の系統構成として、代替逃がし安全弁駆動装置</u> <u>のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、</u> <u>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁</u> <u>後弁 (A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素</u> <u>ガス PCV 第一隔離弁 (A) 及び高圧窒素ガス供給系</u> <u>重大事故時用窒素ガス PCV 第二隔離弁 (A) の全開</u> <u>操作を実施する。</u></p> <p>④ <u>現場運転員 E 及び F は、代替逃がし安全弁駆動</u> <u>装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開</u> <u>放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系重大事</u> <u>故時用窒素ガス排気止め弁 (A) の全開操作を実施</u> <u>し、当直副長に代替逃がし安全弁駆動装置による</u> <u>逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備完</u> <u>了を報告する。</u></p> <p>⑥ 当直副長は、<u>中央制御室</u>にて原子炉圧力容器内 の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現 場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は 現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指 示する。</p> <p>⑦ <u>現場運転員 E 及び F は、高圧窒素ガス供給系重</u> <u>大事故時用窒素ガス (A) 供給弁を開操作し、発電</u> <u>用原子炉の減圧を開始する。</u></p> <p>⑧ <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確</u></p>	<p>② <u>運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁</u> <u>駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。な</u> <u>お、中央制御室からの遠隔操作により閉にできな</u> <u>い場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作</u> <u>により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライ</u> <u>ン隔離弁を閉とする。</u></p> <p>③ <u>運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系</u> <u>による原子炉減圧の準備が完了したことを報告す</u> <u>る。</u></p> <p>④ <u>発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系</u> <u>による原子炉減圧を指示する。</u></p> <p>⑤ <u>運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁</u> <u>駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系</u> <u>窒素供給ライン隔離弁の全開操作を実施する。な</u> <u>お、中央制御室からの遠隔操作により開にできな</u> <u>い場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作</u> <u>により非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び</u> <u>非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁</u> <u>の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の低下に</u></p>	<p><u>し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>④ <u>緊急時対策要員は、原子炉建物付属棟 2 階 B - 非</u> <u>常用電気室にて、逃がし安全弁窒素ガス代替供給</u> <u>設備の配管へ短管を取付ける。</u></p> <p>⑤ <u>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する</u> <u>場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の</u> <u>確認を指示する。</u></p> <p>⑥ <u>緊急時対策要員は、S R V D S 窒素ガス代替供給</u> <u>弁を開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の操作内容及 び操作者の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、現場 で作業を行う構成とし ている</p> <p>・体制及び設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>認する場合]</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力 (可搬計測器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C, D, E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p><u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑨ <u>中央制御室運転員 A 及び B、又は現場運転員 C 及び D は、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p>	<p>より発電用原子炉の減圧が開始されたことを確認し、<u>発電長に報告する。</u></p> <p>⑦ <u>発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁 (逃がし弁機能) への窒素供給中に、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合に、予備ボンベラックに配備している予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベと使用済みの非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの取替えを指示する。</u></p> <p>⑧ <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボ</u></p>	<p>⑦ <u>現場運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力 (可搬型計測器) 指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑧ <u>現場運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p>	<p>【柏崎 6/7、東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 報告箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員 2名 (操作者及び確認者)</u>、現場運転員 <u>4名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放まで約 <u>40分</u>で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 3. 3-3)</p> <p>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>a. <u>高圧窒素ガスボンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保</p> <p><u>不活性ガス系</u>からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を<u>高圧窒素ガスボンベ</u>に切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>高圧窒素ガスボンベ</u>から供給している期間において、<u>高圧窒素ガス供給系出口のボンベ</u>圧力が低下した場合、<u>高圧窒素ガスボンベ (待機側)</u>へ切り替え、<u>使用済みの高圧窒素ガスボンベ</u>を予備の高圧窒素ガスボンベと取り替える。</p>	<p><u>ンベと予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ</u>を取り替える。</p> <p>⑨<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベを予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベに取替えを実施し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>による逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) 開放までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名</u>にて作業を実施した場合、<u>4分以内</u>で可能である。 ・<u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え現場対応を運転員等 (当直運転員) 2名</u>にて作業を実施した場合、<u>作業開始を判断してから非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替えによる原子炉減圧開始まで120分以内</u>で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1. 3. 4)</p> <p>a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</p> <p><u>窒素供給系</u>からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源が<u>非常用窒素供給系</u>に自動で切り替わることで逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>非常用窒素供給系</u>から供給している期間において、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ</u>圧力が低下した場合、<u>使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ</u>を予備の<u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ</u>と取り替える。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>現場運転員 2名及び緊急時対策要員 2名</u>にて作業を実施した場合、<u>作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) 開放まで<u>1時間 10分以内</u>で可能である。</p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 3. 4-4)</p> <p>(2) <u>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</u></p> <p>a. <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>による逃がし安全弁駆動源確保</p> <p><u>窒素ガス制御系</u>からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が<u>逃がし安全弁用窒素ガス供給系</u>に自動で切り替わることで逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ</u>から供給している期間において、<u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ出口</u>圧力が低下した場合、<u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ (待機側)</u>へ切り替える。</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>〔不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え〕</u></p> <p>高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>〔高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え〕 高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、<u>高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.3.11 図に、タイムチャートを第 1.3.12 図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の操作スイッチを全閉位置から全開位置とし、高圧窒素ガスポンベによる供給に切り替わることを高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全閉及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開により確認する。あわせて、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の操作スイッチを自動位置から全開位置とし当直副長に報告する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、手動操作にて高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>③ 当直副長は、<u>高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>〔窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え〕</u></p> <p>自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合。</p> <p>〔非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え〕 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁(自動減圧機能)作動用の窒素を供給している期間において、<u>高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。</p> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② <u>運転員等</u>は中央制御室にて、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ供給止め弁が全開したことを確認する。あわせて、非常用窒素供給系供給圧力指示値が 1.10MPa [gage] 以上であることを確認し、<u>発電長</u>に報告する。</u></p> <p>③ <u>発電長</u>は、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁(自動減圧機能)作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>〔窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え〕</u> ADSアキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>〔逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替え〕 逃がし安全弁用窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、<u>N₂ガスポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.3-15 図に、タイムチャートを第 1.3-16 図に示す。</u></p> <p>① <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② <u>中央制御室運転員 A は、N₂ガスポンベ出口弁が全開したことを確認する。併せて、ADSアキュムレータ入口圧力低警報が消灯したことを確認し、当直副長へ報告する。</u></p> <p>③ <u>当直副長</u>は、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N₂ガスポンベ圧力低警報が発生し</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ㉑の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力低警報が発生した場合、現場運転員に<u>高圧窒素ガスボンベ (待機側) への切替え及び使用済みの高圧窒素ガスボンベの取替え</u>を指示する。</p> <p>④ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに<u>高圧窒素ガスボンベの確保</u>を依頼する。</p> <p>⑤ 現場運転員 C, D, E 及び F は、<u>高圧窒素ガスボンベ</u>を使用側から待機側へ切り替える。</p> <p>⑥ <u>現場運転員 C, D, E 及び F は、予備ボンベラックに配備している高圧窒素ガスボンベと使用済みの高圧窒素ガスボンベを取り替える。</u></p> <p>⑦ 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧窒素ガスボンベを取り替え後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、当直副長に高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>高圧窒素ガスボンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>・<u>高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p><u>中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者)、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は約 20 分で可能である。</u></p> <p>・<u>高圧窒素ガスボンベ (待機側) への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの取替えによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p>現場運転員 <u>4 名</u>にて作業を実施した場合は約 <u>60 分</u>で可能である。</p>	<p>警報が発生した場合、<u>運転員等に予備の非常用窒素供給系高圧窒素ボンベへの切替え及び使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ボンベの取替え</u>を指示する。</p> <p>④<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備ボンベラックに配備している非常用窒素供給系高圧窒素ボンベと使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ボンベを取り替える。</u></p> <p>⑤<u>運転員等は、発電長に非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>非常用窒素供給系</u>による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) 駆動源確保完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>・<u>窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え</u></p> <p><u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名にて作業を実施した場合は、2分以内で可能である。</u></p> <p>・<u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え</u></p> <p><u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名、現場対応を運転員等 (当直運転員) 2名にて</u></p>	<p>た場合、<u>現場運転員に逃がし安全弁用窒素ガスボンベ (待機側) への切替え</u>を指示する。</p> <p>④<u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに逃がし安全弁用窒素ガスボンベの確保を依頼する。</u></p> <p>⑤<u>現場運転員 B 及び C は、A-ADS 窒素ガスボンベ (1A-11~15) 出口弁 (待機側) 及び A-ADS 窒素ガスボンベ供給元弁 (待機側) を全開し、逃がし安全弁用窒素ガスボンベを使用側から待機側へ切り替える。</u></p> <p>⑥<u>現場運転員 B 及び C は、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ切り替え後、当直副長に逃がし安全弁用窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから<u>逃がし安全弁用窒素ガス供給系</u>による逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び<u>想定時間</u>は以下のとおり。</p> <p>・<u>窒素ガス制御系から逃がし安全弁用窒素ガス供給系への切替え</u></p> <p>中央制御室運転員 <u>1 名</u>にて作業を実施した場合、<u>5分以内</u>で可能である。</p> <p>・<u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ (待機側) への切替えによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p>中央制御室運転員 <u>1 名、現場運転員 2 名</u>にて作業を実施した場合は <u>25 分以内</u>で可能である。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 操作内容の相違に伴う運転員人数の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ③の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 3. 3-4)</p>	<p>作業を実施した場合は<u>282分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 3. 4)</p>	<p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 3. 4-5)</p> <p>(3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策</p> <p><u>想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力 853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合。</u></p> <p><u>※1:格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合又は格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>b. 操作手順</p> <p><u>逃がし安全弁の窒素ガス供給圧力調整手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3-5 図に、概要図を第 1.3-17 図に、タイムチャートを第 1.3-18 図に示す。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策を依頼し、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策本部は当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力調整を指示する。</u></p> <p><u>③中央制御室運転員Aは、A、B-N₂ガスボンベ出口弁CSを「全開」位置にする。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は、A、B-窒素ガス供給装置出口減圧弁により窒素ガス供給圧力調整を実施し、当直</u></p>	<p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>直流 125V 主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p>(3) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>直流125V主母線盤2 A及び直流125V主母線盤2 Bの電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電が可能な場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p><u>副長に現場作業が完了したことを報告する。</u></p> <p>c. <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁室素ガス供給系の圧力調整完了まで1時間10分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 4-6)</p> <p>(4) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>A-115V系直流盤及びB-115V系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、柏崎6/7同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし、東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確保は自主対策手順として記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約 1 分で可能である。</u></p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>直流 125V 主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備、<u>第二代代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名にて作業を実施した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</u></p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により<u>直流125V充電器</u>を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>直流125V主母線盤 2 A及び直流125V主母線盤 2 Bの電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>中央制御室運転員 1名にて作業を実施した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車</u>いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで <u>10 分以内</u>で可能である。</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>A - 115V系直流盤及びB - 115V系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>高圧発電機車</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、柏崎 6/7 同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし、東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確保は自主対策手順として記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>所要時間に対する裕度の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約 1 分で可能である。</u></p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 3. 16 図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用）<u>若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備又は直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</u></p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1. 3-19図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池を使用）若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで 10 分以内で可能である。</u></p> <p>(5) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 3-22 図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池を使用）、<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）、若しくは主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>所要時間に対する裕度の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・故障想定との相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑯の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、柏崎 6/7 同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし、東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベ</u>により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ窒素ガスの供給圧力を設定している。</u></p> <p>1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1)a. 手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>(1) EOP「<u>原子炉建屋制御</u>」</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。</p> <p>破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全</p>	<p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>可搬型代替低圧電源車</u>により<u>直流125V充電器</u>を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>非常用窒素供給系</u>又は<u>可搬型窒素供給装置 (小型)</u>により窒素を確保し、逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p><u>また、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁 (逃がし弁機能) を作動させて発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ窒素の供給圧力を設定する。</u></p> <p>1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>(1) <u>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「原子炉建屋制御」</u></p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。</p> <p>破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全</p>	<p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する<u>ガスタービン発電機</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>高圧発電機車</u>により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が動作しない場合、<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>炉心損傷及び原子炉格納容器内の圧力が 427kPa [gage] に到達した場合、窒素ガスの供給圧力を調整する。</u></p> <p>1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については、「1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>(1) <u>EOP「二次格納施設制御」</u></p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。</p> <p>破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全</p>	<p>保は自主対策手順として記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎 6/7】⑮の相違 ・設備の相違【東海第二】④の相違 ・故障想定相違【東海第二】⑯の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】⑤の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、<u>原子炉建屋</u>への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系の吐出圧力上昇、<u>原子炉建屋内</u>の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生によりインターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>EOP「<u>原子炉建屋制御</u>」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3.13 図及び第 1.3.14 図に、タイムチャートを第 1.3.15 図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、中央制御室運転員に原子炉手動スクラムの実施並びに破断箇所の特定及び隔離を指示する。</p>	<p>弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の吐出圧力上昇、<u>原子炉水位のパラメータ変化</u>、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生によりインターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p><u>非常時運転手順書Ⅱ</u>（徴候ベース）「<u>原子炉建屋制御</u>」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-16図及び第1.3-17図に、タイムチャートを第1.3-18図に示す。</p> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、<u>運転員</u>等に破断箇所の特定及び隔離を指示する。</p>	<p>弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、<u>原子炉建物</u>原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制する。また、<u>原子炉停止時冷却モード</u>による原子炉除熱を実施することで現場作業環境を改善し、破断箇所の隔離を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、<u>原子炉建物</u>原子炉棟内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>EOP「<u>二次格納施設制御</u>」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3-19 図及び第 1.3-20 図に、タイムチャートを第 1.3-21 図に示す。</p> <p>① <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、<u>運転員</u>に<u>原子炉スクラム操作と破断箇所の特定及び隔離</u>を指示する。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、現場隔離操作等のアクセスを考慮し、原子炉建物原子炉棟内の環境緩和のために、S/P 冷却モードから原子炉停止時冷却モードへの切替操作を実施（以下、㉗ の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、炉型が A B W R のため原子炉隔離時冷却系が非常用炉心冷却系に含まれる</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>㉗の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、インターフェイスシステム LOCA と判断した場合、プラント運転継続不可を判断しスクラム操作を実施するとともに破断箇所の特定及び隔離を行うこととしている。また復水器が使用可能である場合は冷却機能を維持し主蒸気</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。</p> <p>③ 当直副長は、破断箇所の特定制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合は、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系 2 系以上又は代替注水系の起動操作を指示する。</p> <p>④ 中央制御室運転員 A 及び B は、非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系 2 系以上又は代替注水系の起動操作を実施する。</p> <p>⑤ 当直副長は、非常用ガス処理系の起動、及び低圧注水系 2 系以上又は代替注水系の起動後、運転員に発電用原子炉の減圧操作、原子炉水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化（建屋温度、建屋圧</p>	<p>② 運転員等は中央制御室にて、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定制御室からの遠隔操作にて隔離を実施する。</p> <p>③ 発電長は、運転員等に破断箇所の隔離ができない場合は、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。</p> <p>④ 運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施する。</p> <p>⑤ 発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室非常用換気系の起動操作を指示する。</p> <p>⑥ 運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室非常用換気系の起動操作を実施する。</p> <p>⑦ 発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後、発電用原子炉の減圧操作及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。</p> <p>⑧ 運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動操作を実施する。</p>	<p>② 中央制御室運転員 A は、原子炉自動スクラムの作動を確認し、作動していない場合は手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。</p> <p>③ 当直副長は、破断箇所の特定制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合は、中央制御室運転員に、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動操作を指示する。</p> <p>④ 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動確認又は起動操作を実施する。</p> <p>⑤ 当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動後、運転員に発電用原子炉の減圧操作、原子炉水位低下操作、残留熱</p>	<p>隔離弁の閉操作はしない（以下、㉘の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ㉔の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ㉘の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ㉔の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ㉘の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、漏えいの抑制を優先して実施するため SGT 起動は後段の放射線量抑制操作の中で実施（以下、㉙の相違） ⑨の相違 【東海第二】 ㉘、㉙の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ㉔の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ㉙、㉚の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ㉙、㉚の相違 ・記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力, 建屋放射線量) 抑制操作の開始を指示する。</p> <p>⑥^b <u>復水器使用不可能の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, 逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い, 減圧完了圧力まで減圧することで, <u>原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</u></p> <p>⑥^a <u>復水器使用可能の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A <u>及び B</u> は, <u>逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行い, 大気圧まで減圧することで, 原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</u></p>	<p>⑨ <u>運転員等は中央制御室にて, 逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い, 発電用原子炉の減圧を実施することで, 原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</u></p> <p><u>逃がし安全弁による減圧ができない場合, 主蒸気隔離弁が開可能であれば, 主復水器を使用したタービン・バイパス弁による発電用原子炉の減圧を実施する。</u></p> <p>⑩ <u>運転員等は逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施した場合, 中央制御室にて, 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の起動操作を実施する。</u></p> <p>⑪ <u>発電長は, 運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下 (レベル2) から原子炉水位低 (レベル3) の間で維持するように指示する。</u></p>	<p><u>除去系 (健全側) によるサブプレッション・プール水冷却モードの起動操作及び放射線量抑制操作, 温度抑制操作, 漏えい (溢水) 抑制操作の開始を指示する。</u></p> <p>⑥^a <u>逃がし安全弁が使用可能の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A は, 逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い, 減圧完了圧力まで減圧することで, <u>原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</u></p> <p>⑥^b <u>逃がし安全弁が使用不可能で, 復水器が使用可能な場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A は, <u>タービン・バイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行い, 大気圧まで減圧することで, 原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</u></p> <p>⑦ <u>中央制御室運転員 A は逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施した場合, 残留熱除去系 (健全側) によるサブプレッション・プール水冷却モードの起動操作を実施する。</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, サブプレッション・プール水冷却モードを主要操作として記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, EOP「急速減圧」により逃がし安全弁による減圧をタービン・バイパス弁による減圧より優先する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, EOP「急速減圧」により逃がし安全弁による減圧をタービン・バイパス弁による減圧より優先する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 有効性評価において期待しているサブプレッション・プール水冷却モードを実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑦ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、低圧注水系 2 系以上又は代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 1) から原子炉水位低 (レベル 1.5) の間で維持する。</u></p> <p>⑧ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ指示値及び燃料取替エリア排気放射線モニタ指示値が制限値以下の場合、原子炉区域・タービン区域換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境 (建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量) の悪化を抑制する。</u></p> <p>⑨ <u>現場運転員 C 及び D は、中央制御室からの遠隔操作により破断箇所を隔離できない場合は、蒸気漏えいに備え防護具 (酸素呼吸器及び耐熱服) を</u></p>	<p>⑫ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下 (レベル 2) から原子炉水位低 (レベル 3) の間に維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬ <u>発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。</u></p> <p>⑭ <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。</u></p>	<p>⑧ <u>中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 2) 以上で低めに維持し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑨ <u>中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (健全側) 原子炉停止時冷却モード起動前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施し、原子炉圧力容器内の圧力が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定圧力以下であること及び原子炉圧力容器内の水位の安定を確認後、残留熱除去系 (健全側) をサブプレッション・プール水冷却モードから残留熱除去系 (健全側) 原子炉停止時冷却モードへ切替え、原子炉除熱並びに原子炉建物原子炉棟内環境改善 (放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい (溢水) 抑制) を実施する。</u></p> <p>⑩ <u>当直副長は、現場運転員に漏えい箇所の隔離を指示する。</u></p> <p>⑪ <u>現場運転員 B 及び C は、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は、蒸気漏えいに備え保護具 (酸素呼吸器及び耐熱服) を装着</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉水位低下時の目標水位の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、環境改善のため残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を起動するため原子炉水位低 (レベル 3) 格納容器隔離信号の除外操作を実施 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、現場環境改善を実施 ・体制の相違 【東海第二】 ⑯の相違 島根 2 号炉は、現場運転員のみで対応</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>装着し（現場運転員 E 及び F は装着補助を行う）、<u>原子炉建屋（管理区域）にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。</u></p> <p>⑩ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、各種監視パラメータの変化から破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</u></p> <p>⑪ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を行う。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで <u>15 分以内</u>で可能である。 中央制御室からの隔離操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 4 名</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで約 <u>240 分</u>で可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性] インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性のある操作は、<u>定例試験</u>として実施する非常用炉心冷却系電</p>	<p>⑮ <u>発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように指示する。</u></p> <p>⑯ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間に維持する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作を<u>運転員等（当直運転員）2名</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで<u>12分以内</u>で可能である。 中央制御室からの隔離操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、<u>運転員等（当直運転員）2名及び運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで<u>300分以内</u>で可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。なお、インターフェイスシステム LOCA 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。</u></p> <p>【中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性】 インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性のある操作は、<u>定期試験</u>として実施する非常用炉心</p>	<p>し、<u>原子炉建物原子炉棟（管理区域）にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。</u></p> <p>⑫ <u>当直副長は、中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように指示する。</u></p> <p>⑬ <u>中央制御室運転員 A は、各種監視パラメータの変化から破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、<u>中央制御室運転員 1 名</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで <u>20 分以内</u>で可能である。 中央制御室からの隔離操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、<u>中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名</u>にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで <u>10 時間以内</u>で可能である。 円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、<u>保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）</u>、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性] インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性のある操作は、<u>定期試験</u>として実施する非常用炉心冷却</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、補助要員なしで着用可能</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、ステップ⑨にて実施</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>動弁<u>手動開閉試験</u>における原子炉注入弁の手動開閉操作である。</p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。</p> <p>[現場での隔離操作の成立性]</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート の環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p>[溢水の影響]</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。</p> <p>[インターフェイスシステムLOCAの検知について]</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、<u>床漏えい検出器</u>、<u>監視カメラ</u>及び<u>火災報知器</u>により、漏えい箇所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況確認が可能である。</p> <p>(添付資料 1.3.3-5, 1.3.4, 1.3.5, 1.3.6)</p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>冷却系及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。</p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。</p> <p>【現場隔離操作の成立性】</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート の環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p>【溢水の影響】</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。</p> <p>【インターフェイスシステムLOCAの検知について】</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断する。非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系のポンプ室は、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内において各部屋が分離されているため、<u>床漏えい検出器</u>及び<u>火災報知器</u>により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手が可能である。</p> <p>(添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6, 添付資料1.3.7)</p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>非常用交流電源設備, 所内常設直流電源設備, 常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>, 可搬型代替交流電源設備として使用する<u>可搬型代替低圧電源車</u>, 常設代替直</p>	<p>系及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注水弁の手動開閉操作である。</p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注水弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。</p> <p>[現場隔離操作の成立性]</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート の環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p>[溢水の影響]</p> <p>隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。</p> <p>[インターフェイスシステムLOCAの検知について]</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断する。非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却ポンプ設置室は、<u>原子炉建物</u>原子炉棟内において各部屋が分離されているため、<u>温度検知器</u>、<u>漏えい警報</u>、<u>監視カメラ</u>及び<u>火災感知器</u>により、<u>漏えい場所(エリア)</u>を特定するための参考情報の入手並びに<u>原子炉建物原子炉棟内の状況確認</u>が可能である。</p> <p>(添付資料 1.3.4-7, 1.3.5, 1.3.6, 1.3.7)</p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>非常用交流電源設備</u>, <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>, <u>常設代替交流電源設備</u>として使用する<u>ガスタービン発電機</u>, <u>可搬型代替交流電源設備</u>として使用する<u>高圧発電機車</u>, 常</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、炉型が A B W R のため原子炉隔離時冷却系が非常用炉心冷却系に含まれる</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、炉型が A B W R のため原子炉隔離時冷却系が非常用炉心冷却系に含まれる</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>漏えい箇所特定に使用する計器の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>逃がし安全弁，中央制御室監視計器類への電源供給手順及び可搬型代替直流電源設備，常設代替交流電源設備，<u>第二代替交流電源設備</u>及び可搬型代替交流電源設備への燃料補給手順については，「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>流電源設備として使用する<u>緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>による逃がし安全弁，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに<u>可搬型窒素供給装置 (小型)</u>，常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する<u>可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順</u>については，「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>設代替直流電源設備として使用するS A用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器による逃がし安全弁，電動弁及び監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する<u>ガスタービン発電機</u>，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順については，「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順については，「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</p>

第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C.H.N.Tの4個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	※1, ※2	
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備	
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電池式直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧/冷却」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」	重大事故等 対処設備
			タービンバイパス弁 タービン制御系	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧/冷却」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」	自主対策 設備

※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。
 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/7)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	過渡時自動減圧機能 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ※2 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	重大事故等 対処設備
			逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電池式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁の手動操作による減圧)	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策 設備

※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個に接続する。
 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。
 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/7)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備 非常時運転手順書 II (微候ベース) 「急速減圧」等

※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個に接続する。
 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。
 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	※1, ※2 重大事故等 対処設備	
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準仕様)	
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内蓄電池式直流電源設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	事故時操作要領書 (微候ベース) 「減圧/冷却」等 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	重大事故等 対処設備
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	事故時操作要領書 (微候ベース) 「減圧/冷却」等	自主対策 設備

※1: 代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 原子炉建屋燃料取扱階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

・設備及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 対応手段における対応設備の相違

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/4)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/7)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/4)

・設備及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
②の相違
・記載表現の相違
【東海第二】

東海第二は、非常用室素供給系による室素確保、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧について、対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (4/7) にて記載

(サポート系故障時)

(サポート系故障時)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM用切替装置 (SRV) 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
			逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」
			高圧室素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) B,R,K,Fの4個 主蒸気系配管・クエンチャ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
			高圧室素ガスポンプ 高圧室素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 燃料給油設備※3	重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能) ※4 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 SRV用電源切替装置 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV電源切替)」	
			蓄電池 (補助装置室) による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助装置室) 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助装置室)」
			蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」
			逃がし安全弁室素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁室素ガス代替供給設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし A, Jの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁室素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
			室素供給系による減圧	逃がし安全弁室素ガスポンプ 逃がし安全弁室素ガス供給系 配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (室素ガスポンプ)」

※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。
 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

※1: 代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 原子炉建物燃料取扱階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/7)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	-	非常用窒素供給系による窒素確保	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 燃料給油設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 非常時運転手順書II (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書
		可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 燃料給油設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 非常時運転手順書II (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		可搬型窒素供給装置 (小型)		AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) ^{※5} 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 非常時運転手順書II (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	逃がし安全弁の背圧対策	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	重大事故等対処設備	- ^{※6}

※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個に接続する。
 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。
 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。

・設備の相違
【東海第二】
 ④の相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、逃がし安全弁の背圧対策について、対応手順, 対処設備, 手順書一覧(3/4)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																							
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/4)</p> <p>(サポート系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">サポート系故障時</td> <td rowspan="3">全交流動力電源 常設直流電源</td> <td rowspan="3">逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧</td> <td>高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁</td> <td rowspan="3">可搬型代替直流電源設備^{※3} 燃料給油設備^{※3} 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器 (常設直流電源)</td> <td rowspan="3">- ※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備 ※3</td> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> <tr> <td>直流給電車及び充電車 ※3</td> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3</td> <td>重大事故等 対処設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>第二代替交流電源設備 ※3</td> <td>自主対策 設備</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源	逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器 (常設直流電源)	- ※4	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	直流給電車及び充電車 ※3	重大事故等 対処設備		常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備				第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備			<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/7)</p> <p>(サポート系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)</td> <td rowspan="2">代替直流電源設備による復旧</td> <td>可搬型代替直流電源設備^{※3} 燃料給油設備^{※3}</td> <td>非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備^{※3} 可搬型代替交流電源設備^{※3}</td> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> <tr> <td></td> <td>外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)</td> <td>代替交流電源設備による復旧</td> <td>常設代替交流電源設備^{※3} 可搬型代替交流電源設備^{※3} 燃料給油設備^{※3}</td> <td>非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個に接続する。 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等 対処設備		外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)	代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/4)</p> <p>(サポート系故障時)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">サポート系故障時</td> <td rowspan="3">常設直流電源 全交流動力電源</td> <td rowspan="3">逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧</td> <td>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁</td> <td rowspan="3">可搬型直流電源設備^{※3} 直流給電車^{※3} 常設代替交流電源設備^{※3} 代替所内電気設備^{※3} 可搬型代替交流電源設備^{※3}</td> <td rowspan="3">重大事故等 対処設備 自主対策 設備 重大事故等 対処設備</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 原子炉建屋燃料取替ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	常設直流電源 全交流動力電源	逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	可搬型直流電源設備 ^{※3} 直流給電車 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等 対処設備 自主対策 設備 重大事故等 対処設備	重大事故等 対処設備	重大事故等 対処設備	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対応手段における対応設備の相違 記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、逃がし安全弁の背圧対策について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/7) にて記載
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																						
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源	逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器 (常設直流電源)	- ※4																																																					
			可搬型直流電源設備 ※3			重大事故等 対処設備																																																				
			直流給電車及び充電車 ※3			重大事故等 対処設備																																																				
	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備																																																								
	第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備																																																								
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																						
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																						
			常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等 対処設備																																																						
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等 (全交流動力電源)	代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																						
サポート系故障時	常設直流電源 全交流動力電源	逃がし安全弁の背圧対策 代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	可搬型直流電源設備 ^{※3} 直流給電車 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等 対処設備 自主対策 設備 重大事故等 対処設備																																																					
			重大事故等 対処設備																																																							
			重大事故等 対処設備																																																							

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/4)

(原子炉格納容器の破損防止, インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出/格納容器 空囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V 制御」
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 漏れ箇所の隔離 原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
			高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等対処設備

※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を起動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。
 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/7)

(原子炉格納容器の破損防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器空囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 II (微候ベース) 「AM初期対応」 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備 重大事故等対策要領

※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象は B 及び C である。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個のうち 2 個に接続する。
 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象は A, G, S 及び V である。
 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を起動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7/7)

(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
インターフェイスシステム LOCA 発生時	-	インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応	逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレイス注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイス注入弁 残留熱除去系 A 系注入弁 残留熱除去系 B 系注入弁 残留熱除去系 C 系注入弁	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 II (微候ベース) 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領
			逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備

※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象は B 及び C である。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個のうち 2 個に接続する。
 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象は A, G, S 及び V である。
 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を起動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/4)

(原子炉格納容器の破損防止, インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出/格納容器空囲気 直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電池式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 重大事故等対処設備
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 漏れ箇所の隔離 原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	事故時操作要領書 (微候ベース) 「二次格納施設制御」等 重大事故等 対処設備
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
			残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイス注水弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			原子炉建屋燃料取替用ブローアウトパネル※4	重大事故等対処設備

※1: 代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 原子炉建屋燃料取替用ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 対応手段における対応設備の相違
 ・設備の相違
【東海第二】
 ⑱の相違

第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧		
非常時運転手順書 (監視ベース) 「減圧冷却」	判断基準 補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 RFP吐出ヘッド圧力 復水器真空度
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		補機監視機能 復水器真空度
非常時運転手順書 (監視ベース) 「急速減圧」	判断基準 補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP吐出ヘッド圧力 復水器真空度 復水器真空度 復水器真空度 ディーゼル発電機出力ポンプ吐出圧力 復水器真空度
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		補機監視機能 復水器真空度

第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧		
非常時運転手順書 II (「減圧冷却」等)	判断基準 補機監視機能	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水器真空度
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度
		補機監視機能 復水器真空度
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧		
非常時運転手順書 II (「急速減圧」等)	判断基準 補機監視機能	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水器真空度
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度
		補機監視機能 復水器真空度

第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧		
事故時操作要領書 (監視ベース) 「減圧冷却」	判断基準 補機監視機能	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 A-残留熱除去ポンプ吐出圧力 B-残留熱除去ポンプ吐出圧力 C-残留熱除去ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力 A-消火ポンプ吐出圧力 B-消火ポンプ吐出圧力 復水器真空度 RFP吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度 (SA)
		補機監視機能 復水器真空度
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧		
事故時操作要領書 (監視ベース) 「急速減圧」	判断基準 補機監視機能	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 A-残留熱除去ポンプ吐出圧力 B-残留熱除去ポンプ吐出圧力 C-残留熱除去ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力 A-消火ポンプ吐出圧力 B-消火ポンプ吐出圧力 復水器真空度 RFP吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度 (SA)
		補機監視機能 復水器真空度

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」	判断基準 補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準 注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
		原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準 注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
		原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	電源 補機監視機能	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電機盤 A-2 蓄電池電圧 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	原子炉圧力容器内の圧力 補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬計測器) 原子炉圧力 (現場計器)
事故時運転操作手順書 (微候ベース) AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	電源 補機監視機能	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電機盤 A-2 蓄電池電圧 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	原子炉圧力容器内の圧力 補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬計測器) 原子炉圧力 (現場計器)

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放		
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書	電源 駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 非常用窒素供給系供給圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替蓄熱冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放		
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「急速減圧」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作手順書	電源 駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 非常用窒素供給系供給圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替蓄熱冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV電源切替)」	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	A-N ₂ ガスポンプ圧力 B-N ₂ ガスポンプ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口ヘッダ圧力 RFP出口ヘッダ圧力
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬計測器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助電源) による逃がし安全弁開放		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV蓄電池)」 原子炉災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助電源)」	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	A-N ₂ ガスポンプ圧力 B-N ₂ ガスポンプ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口ヘッダ圧力 RFP出口ヘッダ圧力
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬計測器)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																		
<p>監視計器一覧 (4/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</td> </tr> <tr> <td>事故時運転操作手順書 (徴候ベース)</td> <td rowspan="2">電源</td> <td>直流125V主母線巻A電圧 直流125V主母線巻B電圧 直流125V充電器巻A-2蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」</td> <td>SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力 残熱除去ポンプ(A)吐出圧力 残熱除去ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</td> </tr> <tr> <td>事故時運転操作手順書 (徴候ベース)</td> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬型計器) 原子炉圧力(現場計器)</td> </tr> <tr> <td>AM設備別操作手順書 「SRV駆動装置確保」</td> <td>SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			事故時運転操作手順書 (徴候ベース)	電源	直流125V主母線巻A電圧 直流125V主母線巻B電圧 直流125V充電器巻A-2蓄電池電圧	AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力 残熱除去ポンプ(A)吐出圧力 残熱除去ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			事故時運転操作手順書 (徴候ベース)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬型計器) 原子炉圧力(現場計器)	AM設備別操作手順書 「SRV駆動装置確保」	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力	<p>監視計器一覧 (4/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等</td> <td>判断基準</td> <td>駆動源の確保 自動減圧系作用アキュムレータ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」</td> <td>操作</td> <td>補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">AM設備別操作手順書</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等</td> <td>判断基準</td> <td>高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」</td> <td>操作</td> <td>補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">AM設備別操作手順書</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等</td> <td>判断基準</td> <td>高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」</td> <td>操作</td> <td>補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">AM設備別操作手順書</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保 自動減圧系作用アキュムレータ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力	非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力	AM設備別操作手順書			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	AM設備別操作手順書			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	AM設備別操作手順書			<p>監視計器一覧 (4/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放</td> </tr> <tr> <td>事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>駆動源の確保 A-N₂ガスボンベ圧力 B-N₂ガスボンベ圧力 A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</td> </tr> <tr> <td>AM設備別操作要領書 「SRV駆動装置確保 (SRV蓄電池)」</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」</td> <td>判断基準</td> <td>注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</td> </tr> <tr> <td>事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>駆動源の確保 窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td>AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」</td> <td>判断基準</td> <td>注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等</td> <td>判断基準</td> <td>駆動源の確保 高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td>非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」</td> <td>操作</td> <td>補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">AM設備別操作手順書</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放			事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」	判断基準	駆動源の確保 A-N ₂ ガスボンベ圧力 B-N ₂ ガスボンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	AM設備別操作要領書 「SRV駆動装置確保 (SRV蓄電池)」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放			事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	駆動源の確保 窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力	AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力	AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保 高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	AM設備別操作手順書			<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対応手段における対応設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧について、監視計器一覧(5/7)にて記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧																																																																																																					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース)	電源	直流125V主母線巻A電圧 直流125V主母線巻B電圧 直流125V充電器巻A-2蓄電池電圧																																																																																																			
AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」		SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力 残熱除去ポンプ(A)吐出圧力 残熱除去ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力																																																																																																			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧																																																																																																					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬型計器) 原子炉圧力(現場計器)																																																																																																			
AM設備別操作手順書 「SRV駆動装置確保」		SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力																																																																																																			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】																																																																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保 自動減圧系作用アキュムレータ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力																																																																																																			
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力																																																																																																			
AM設備別操作手順書																																																																																																					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】																																																																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力																																																																																																			
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力																																																																																																			
AM設備別操作手順書																																																																																																					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保																																																																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力																																																																																																			
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力																																																																																																			
AM設備別操作手順書																																																																																																					
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放																																																																																																					
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」	判断基準	駆動源の確保 A-N ₂ ガスボンベ圧力 B-N ₂ ガスボンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力																																																																																																			
AM設備別操作要領書 「SRV駆動装置確保 (SRV蓄電池)」		原子炉圧力容器内の圧力																																																																																																			
原子炉災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力																																																																																																			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放																																																																																																					
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	駆動源の確保 窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力																																																																																																			
AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」		原子炉圧力容器内の圧力																																																																																																			
原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残熱除去ポンプ出口圧力 B-残熱除去ポンプ出口圧力 C-残熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP吐出ヘッド圧力																																																																																																			
AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」																																																																																																					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放																																																																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「急速減圧」等	判断基準	駆動源の確保 高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力																																																																																																			
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」	操作	補機監視機能 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力																																																																																																			
AM設備別操作手順書																																																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
		<p>監視計器一覧(5 / 7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動確保</td> </tr> <tr> <td>事故時操作要領書 (微減ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動確保 (窒素ガスポンベ)」 原子力災害対策手順書 「主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベ取替」</td> <td>判断基準 駆動源の確保</td> <td>A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N₂ガスポンベ圧力低警報 B-N₂ガスポンベ圧力低警報 A-N₂ガスポンベ圧力 B-N₂ガスポンベ圧力 A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策</td> </tr> <tr> <td>事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」</td> <td>判断基準 操作</td> <td>原子伊格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 (SA) A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動確保			事故時操作要領書 (微減ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動確保 (窒素ガスポンベ)」 原子力災害対策手順書 「主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベ取替」	判断基準 駆動源の確保	A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 B-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策			事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」	判断基準 操作	原子伊格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 (SA) A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧について、監視計器一覧 (4 / 6)にて記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動確保																		
事故時操作要領書 (微減ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動確保 (窒素ガスポンベ)」 原子力災害対策手順書 「主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベ取替」	判断基準 駆動源の確保	A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 B-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力																
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策																		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」	判断基準 操作	原子伊格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 (SA) A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

監視計器一覧 (5/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 3. 2. 4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等	格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (D.W) ドライウェル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHRポンプ空室雰囲気温度 RCICポンプ空室雰囲気温度 RCIC機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/R制御」		補機監視機能 ドライウェルレベル水位
		漏えい関連警報 RHRポンプ(A)室床漏えい RHRポンプ(B)室床漏えい RHRポンプ(C)室床漏えい HPCS(B)ポンプ室床漏えい HPCS(C)ポンプ室床漏えい RCICポンプ室床漏えい RCIC蒸気管圧力異常 RCIC蒸気管流量大 CUW流量大
	操作	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHRポンプ空室雰囲気温度 RCICポンプ空室雰囲気温度 RCIC機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ 原子炉区域換気空気系排気放射線モニタ 燃料取扱エリア排気放射線モニタ

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

監視計器一覧 (5/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 3. 2. 4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) 非常時運転手順書II (微候ベース)「原子炉建屋制御」		
非常時運転手順書II (微候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウェル圧力 ドライウェル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 【漏えい検知】 LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI 原子炉建屋内放射線モニタ警報
	漏えい関連警報	【床漏えい警報】 RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING 【漏えい検知】 RCIC STEAM LINE BREAK /P HIGH LDS CUW /F HIGH OR CONT. TROUBLE
	操作	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 【漏えい検知】 LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI 原子炉建屋内放射線モニタ警報 プロセス放射線モニタ警報

島根原子力発電所 2号炉

監視計器一覧 (6 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 3. 2. 4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「二次格納施設制御」	原子炉格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系 配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ
	補機監視機能	ドライウェル床サンプ水位
	漏えい関連警報	RCICポンプ室 (西側) 床漏れ警報 トラス室東側床漏れ警報 トラス室西側床漏れ警報 A-RHR熱交換器室床漏れ警報 B-RHR熱交換器室床漏れ警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏れ警報 A-RHRポンプ室床漏れ警報 B-RHRポンプ室床漏れ警報 C-RHRポンプ室床漏れ警報 LPCSポンプ室床漏れ警報 RCIC蒸気管圧力低警報 RCIC蒸気管漏れ警報
	原子炉格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去系配管周囲温度 原子炉隔離時冷却系配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ 原子炉棟排気高レンジモニタ 換気系モニタ 燃料取扱階放射線モニタ
	原子炉圧力容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

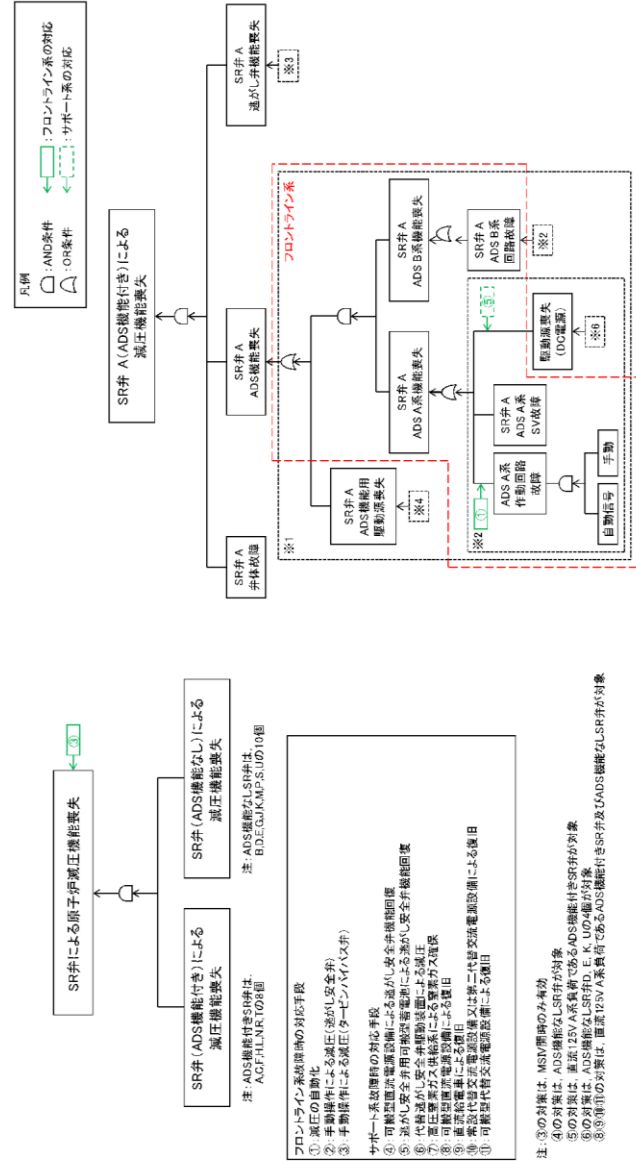
備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

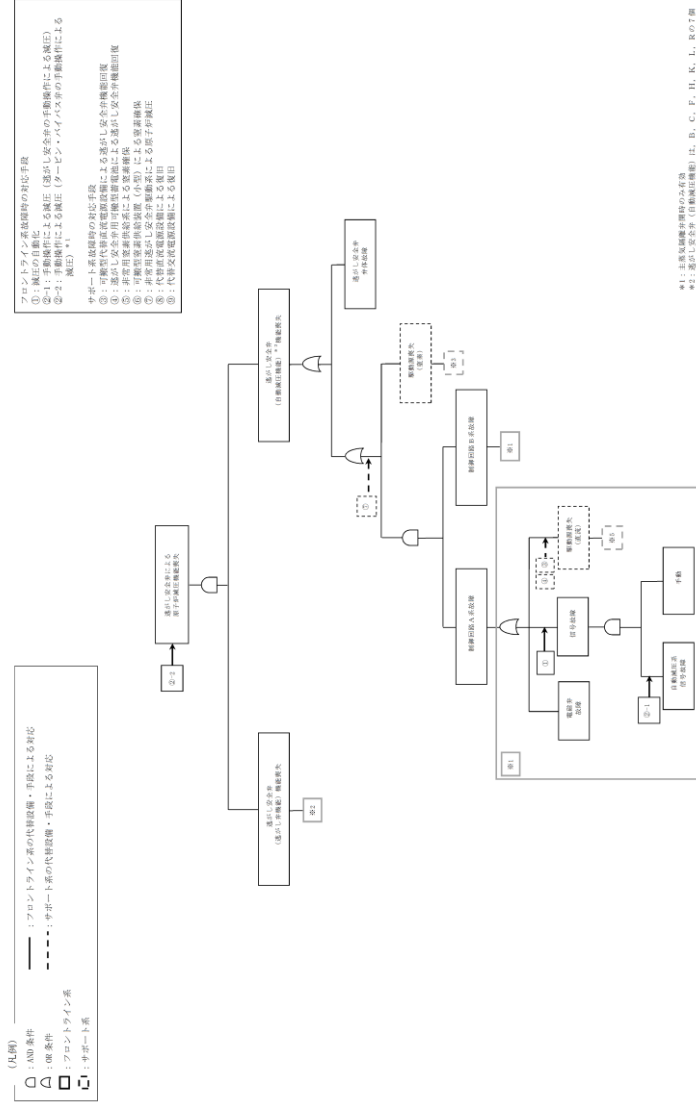
・記載表現の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (操作) 原子炉格納容器バイパスの監視について、監視計器一覧(7/7)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																		
監視計器一覧 (6/6)	監視計器一覧 (6/6)	監視計器一覧 (7/7)	備考																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等</td> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(D)系統流量 高圧炉心注水系(E)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(D)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(E)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B制御」</td> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の湿度</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水器内圧力</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(D)系統流量 高圧炉心注水系(E)系統流量	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(D)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(E)吐出圧力	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B制御」	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吐出圧力	補機監視機能	復水器内圧力	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) 非常時運転手順書II (徴候ベース)「原子炉建屋制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書II (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」</td> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の湿度</td> <td>サブプレッション・プール水温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水器真空度</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>漏えい関連警報</td> <td>【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔF HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力警報】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) 非常時運転手順書II (徴候ベース)「原子炉建屋制御」			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	操作	水源の確保	サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・プール水温度	補機監視機能	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系統流量	補機監視機能	復水器真空度	操作	漏えい関連警報	【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔF HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力警報】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」</td> <td>補機監視機能</td> <td>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉補機冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>原子炉格納容器内の湿度</td> <td>サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>補機監視機能</td> <td>復水器真空度</td> </tr> <tr> <td>漏えい関連警報</td> <td>主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCIC配管周囲温度警報 RCICポンプ室 (西側) 床漏れ警報 トラス室東側床漏れ警報 トラス室西側床漏れ警報 A-RHR熱交換器室床漏れ警報 B-RHR熱交換器室床漏れ警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏れ警報 A-RHRポンプ室床漏れ警報 B-RHRポンプ室床漏れ警報 C-RHRポンプ室床漏れ警報 LPCSポンプ室床漏れ警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCIC蒸気管圧力低警報 RCIC蒸気管漏れ警報 RCICポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR RPV内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS RPV内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」			事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉補機冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	操作	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力	補機監視機能	補機監視機能	復水器真空度	漏えい関連警報	主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCIC配管周囲温度警報 RCICポンプ室 (西側) 床漏れ警報 トラス室東側床漏れ警報 トラス室西側床漏れ警報 A-RHR熱交換器室床漏れ警報 B-RHR熱交換器室床漏れ警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏れ警報 A-RHRポンプ室床漏れ警報 B-RHRポンプ室床漏れ警報 C-RHRポンプ室床漏れ警報 LPCSポンプ室床漏れ警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCIC蒸気管圧力低警報 RCIC蒸気管漏れ警報 RCICポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR RPV内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS RPV内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対応手段における対応設備の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (操作) 原子炉格納容器バイパスの監視について、監視計器一覧 (6/6) にて記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																			
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順																																																																					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(D)系統流量 高圧炉心注水系(E)系統流量																																																																			
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(D)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(E)吐出圧力																																																																			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B制御」	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																			
	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																																			
操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吐出圧力																																																																			
	補機監視機能	復水器内圧力																																																																			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																			
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) 非常時運転手順書II (徴候ベース)「原子炉建屋制御」																																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)																																																																			
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																			
操作	水源の確保	サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位																																																																			
	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・プール水温度																																																																			
補機監視機能	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系統流量																																																																			
	補機監視機能	復水器真空度																																																																			
操作	漏えい関連警報	【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔF HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力警報】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報																																																																			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																		
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」																																																																					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉補機冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力																																																																			
	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)																																																																			
操作	原子炉格納容器内の湿度	サブプレッション・プール水温度 (SA)																																																																			
	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力																																																																			
補機監視機能	補機監視機能	復水器真空度																																																																			
	漏えい関連警報	主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCIC配管周囲温度警報 RCICポンプ室 (西側) 床漏れ警報 トラス室東側床漏れ警報 トラス室西側床漏れ警報 A-RHR熱交換器室床漏れ警報 B-RHR熱交換器室床漏れ警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏れ警報 A-RHRポンプ室床漏れ警報 B-RHRポンプ室床漏れ警報 C-RHRポンプ室床漏れ警報 LPCSポンプ室床漏れ警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCIC蒸気管圧力低警報 RCIC蒸気管漏れ警報 RCICポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR RPV内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS RPV内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報																																																																			

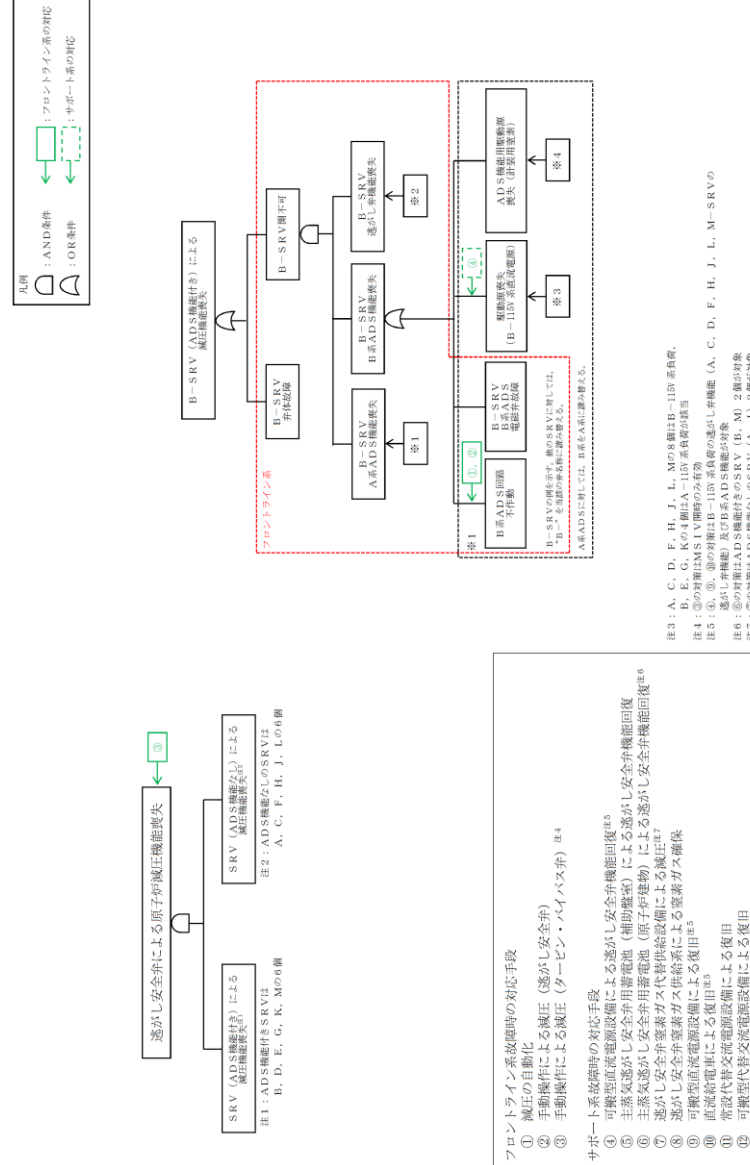
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>第1.3.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>所内常設直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p>第1.3-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>第1.3-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助電源)</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>A-115V系 B-115V系 SA用115V系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助電源)	中央制御室監視計器類	A-115V系 B-115V系 SA用115V系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																									
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V																									
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																									
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																									
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B																									
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																									
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																									
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助電源)																									
	中央制御室監視計器類	A-115V系 B-115V系 SA用115V系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系																									



第 1.3.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

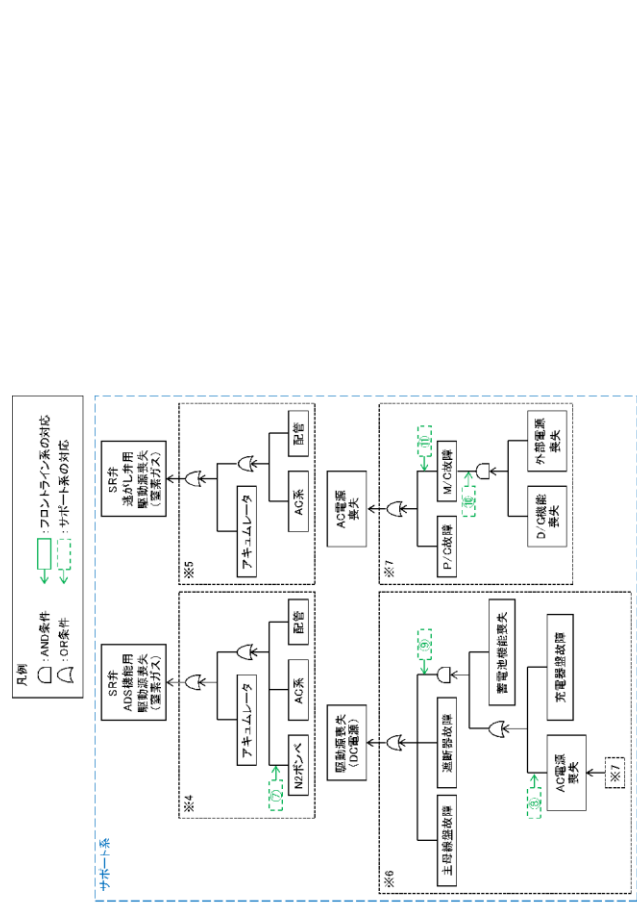


第 1.3-1-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

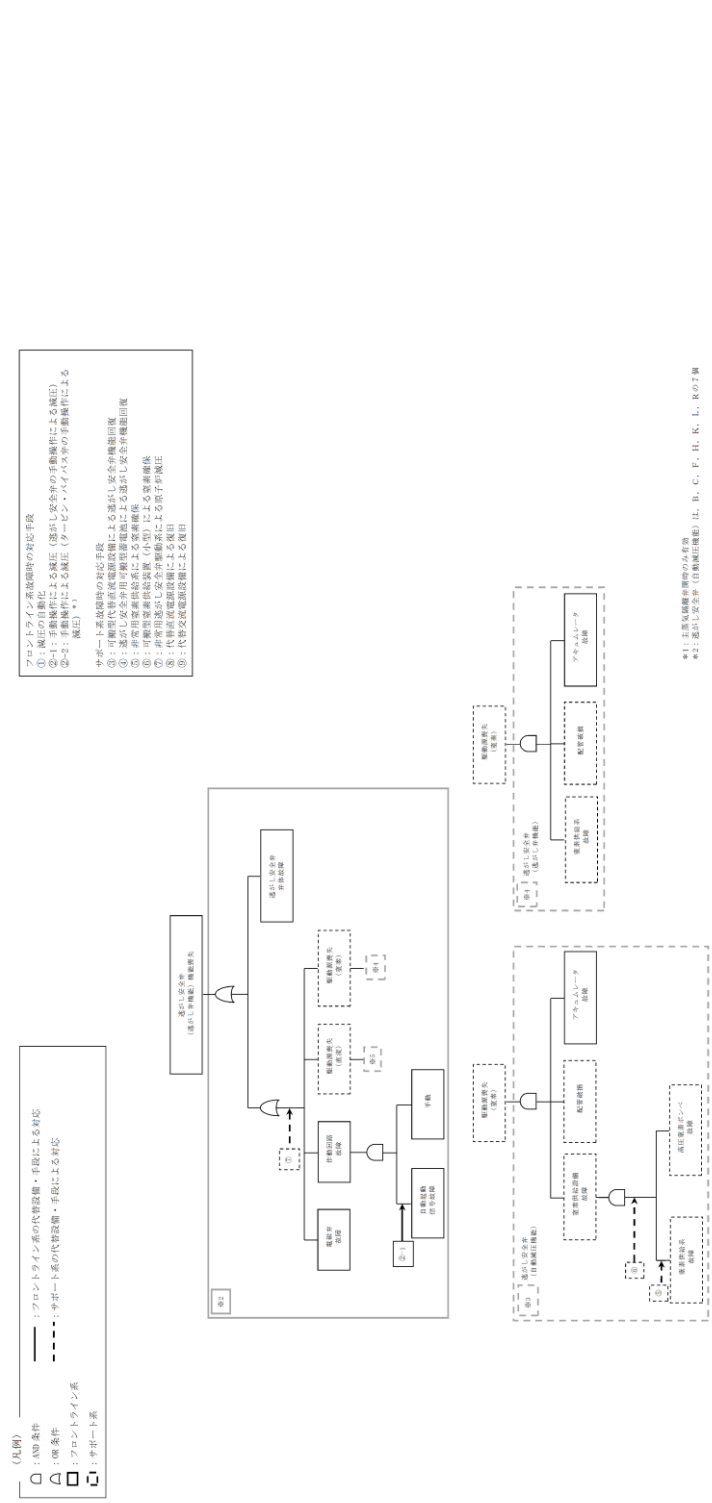


第 1.3-1-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

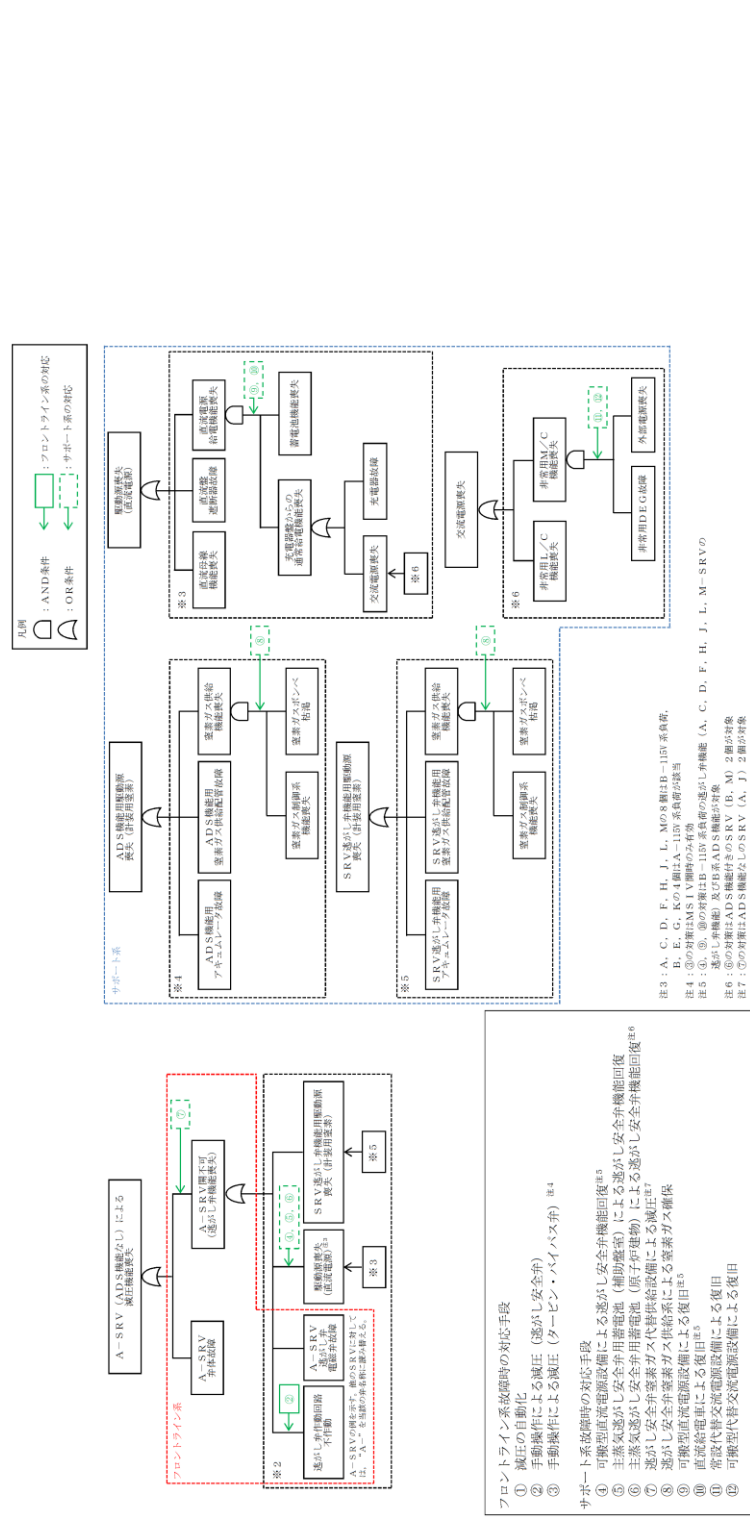
備考
 ・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備の相違に基づく
 機能喪失想定及び対応
 手段の相違



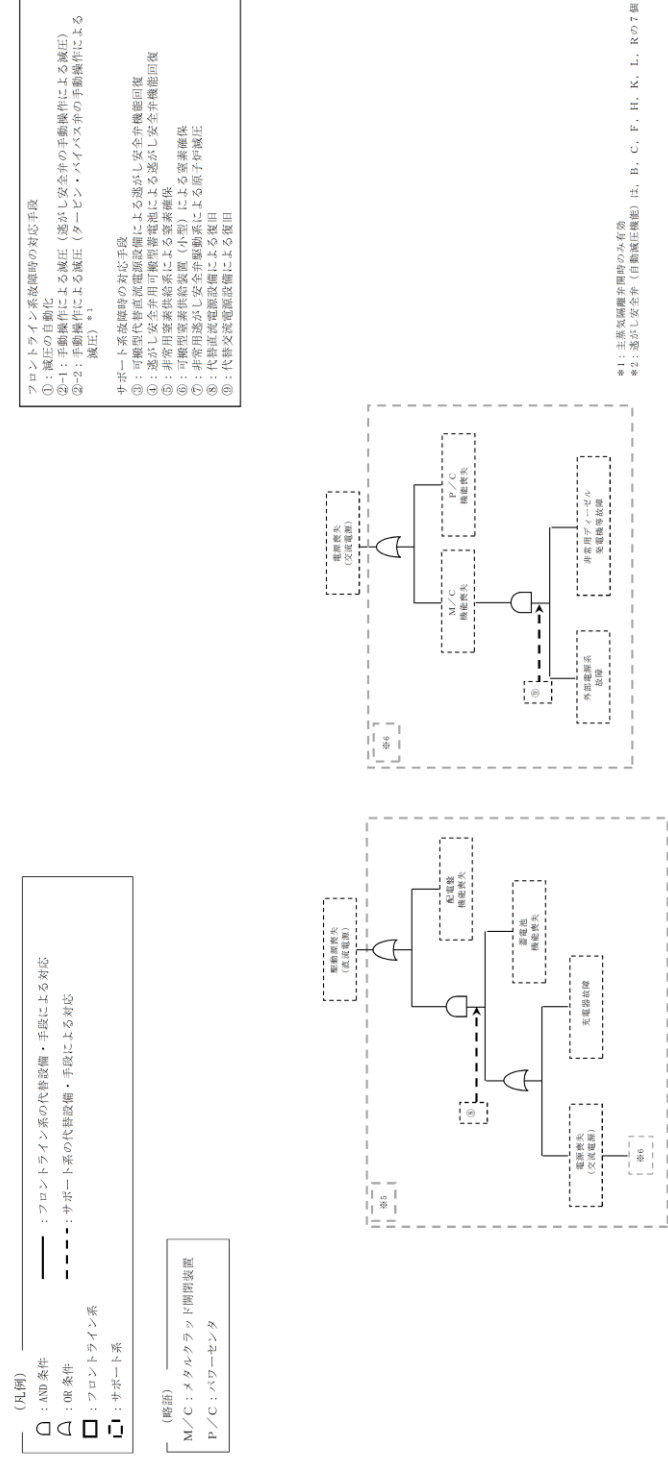
第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.3-1-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)

凡例 フロントライン系 サポート系 故障伝達 対応手段あり

故障想定番号	故障原因1	故障原因2	故障原因3	故障原因4	故障原因5	故障原因6	故障原因7	故障原因8	故障原因9	
S7炉による原子炉減圧機能喪失	S7炉非主送故障	ADS A系機能喪失	ADS A系自動送電故障	ADS A系自動送電						
			ADS A系送電故障	ADS A系送電						
			ADS A系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
			ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
	S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
			ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

凡例 フロントライン系 サポート系 故障伝達 対応手段あり

故障想定番号	故障原因1	故障原因2	故障原因3	故障原因4	故障原因5	故障原因6	故障原因7	故障原因8	故障原因9	
S7炉による原子炉減圧機能喪失	S7炉非主送故障	ADS A系機能喪失	ADS A系自動送電故障	ADS A系自動送電						
			ADS A系送電故障	ADS A系送電						
			ADS A系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
			ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
	S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
			ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電						
			ADS B系送電故障	ADS B系送電						
			ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失	
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
S7炉非主送故障	ADS B系機能喪失	ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		
		ADS B系自動送電故障	ADS B系自動送電							
		ADS B系送電故障	ADS B系送電							
		ADS B系送電異常(OC電流)	送電異常検出機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	M/C故障	D/C機能喪失	外部電源喪失		

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

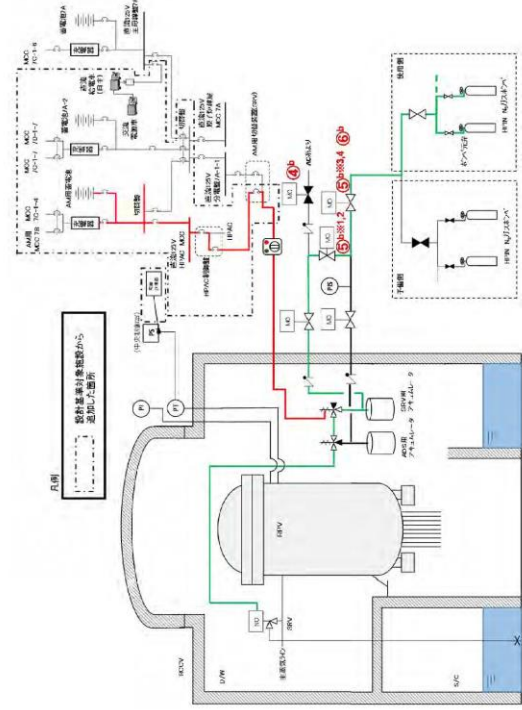
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 617 905 1493" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="240 1535 839 1566">第 1.3.2 図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>	<div data-bbox="970 701 1694 1362" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="952 1398 1712 1476">第 1.3-2 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1751 642 2499 1470" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1804 1493 2451 1524">第 1.3-2 図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="184 655 896 1465" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="231 1486 842 1524" data-label="Caption"> <p>第 1.3.3 図 EOP「急速減圧」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="967 701 1697 1360" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="937 1394 1721 1478" data-label="Caption"> <p>第 1.3-3 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1745 630 2499 1478" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1786 1507 2457 1545" data-label="Caption"> <p>第 1.3-3 図 EOP「急速減圧」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="967 674 1697 1392" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="952 1417 1706 1499" data-label="Caption"> <p>第 1.3-4 図 非常時運転手順書II (徴候ベース) 「AM初期対応」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1748 592 2499 1518" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1771 1528 2475 1568" data-label="Caption"> <p>第 1.3-4 図 EOP 「AM 初期対応」における対応フロー</p> </div>	

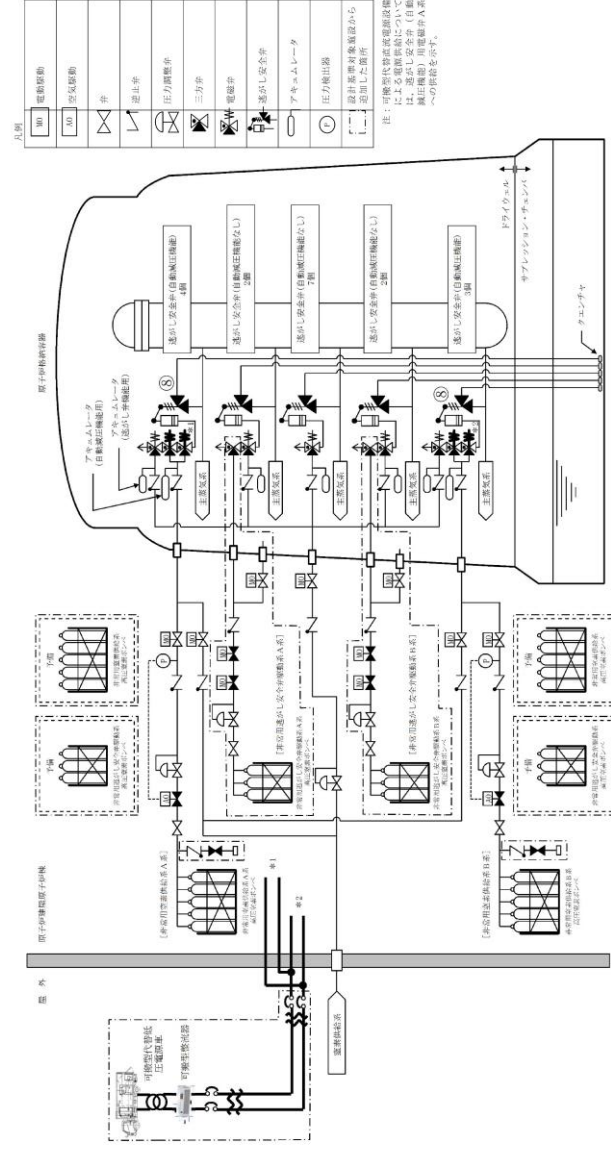
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 653 902 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="189 1436 881 1522" data-label="Caption"> <p>第 1.3.4 図 SOP「RPV 制御」, SOP「R/B 制御」における 対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="967 680 1697 1379" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="937 1415 1721 1499" data-label="Caption"> <p>第 1.3-5 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)「注水 - 1」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1745 657 2502 1446" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1786 1459 2457 1499" data-label="Caption"> <p>第 1.3-5 図 SOP「注水-1」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1745 737 2504 1367" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 256px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1792 1398 2466 1430" style="text-align: center;">第 1.3-6 図 EOP 「電源復旧」における対応フロー</p>	<p data-bbox="2534 212 2831 506"> ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 全交流動力電源喪失発生 8 時間後の対応追記 (有効性評価 (全交流電源喪失) にて使用) </p>



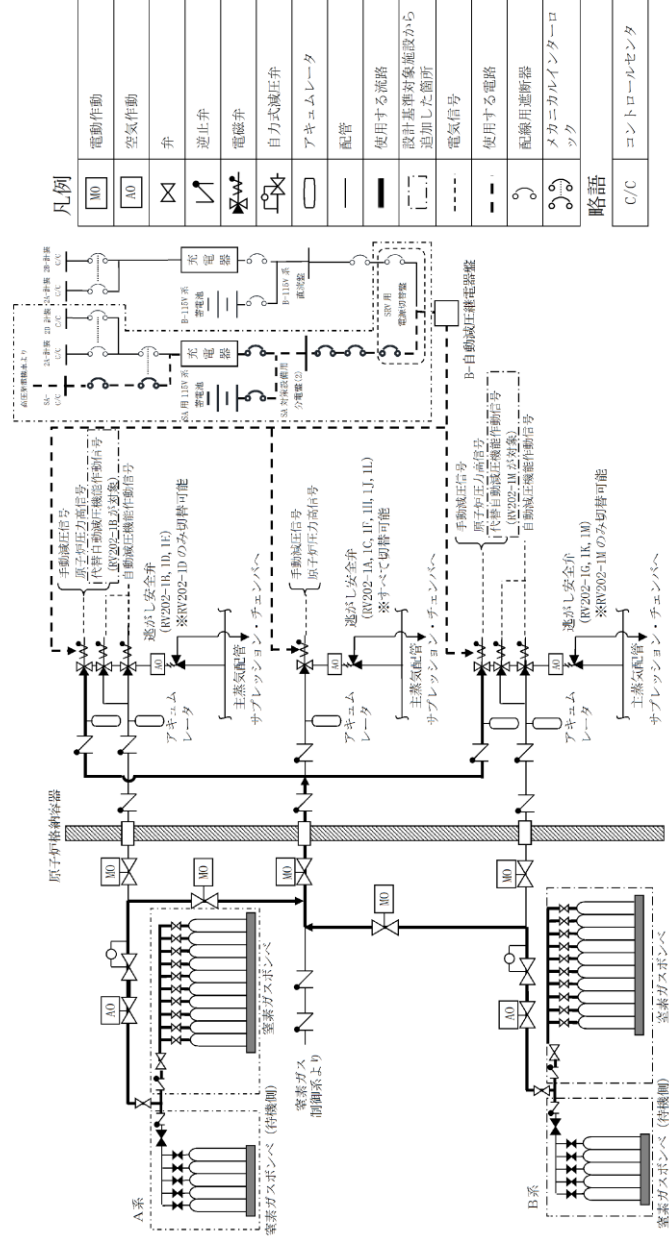
操作手順	弁名称
④b	高圧蒸気ガス供給系常用蒸気ガス供給止め弁
⑤a①	高圧蒸気ガス供給系常用・非常用蒸気ガス連絡弁(A)
⑤a②	高圧蒸気ガス供給系常用・非常用蒸気ガス連絡弁(B)
⑤b①⑥b	高圧蒸気ガス供給系非常用蒸気ガス(A)供給弁
⑤b②⑥b	高圧蒸気ガス供給系非常用蒸気ガス(B)供給弁

第1.3.5図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図



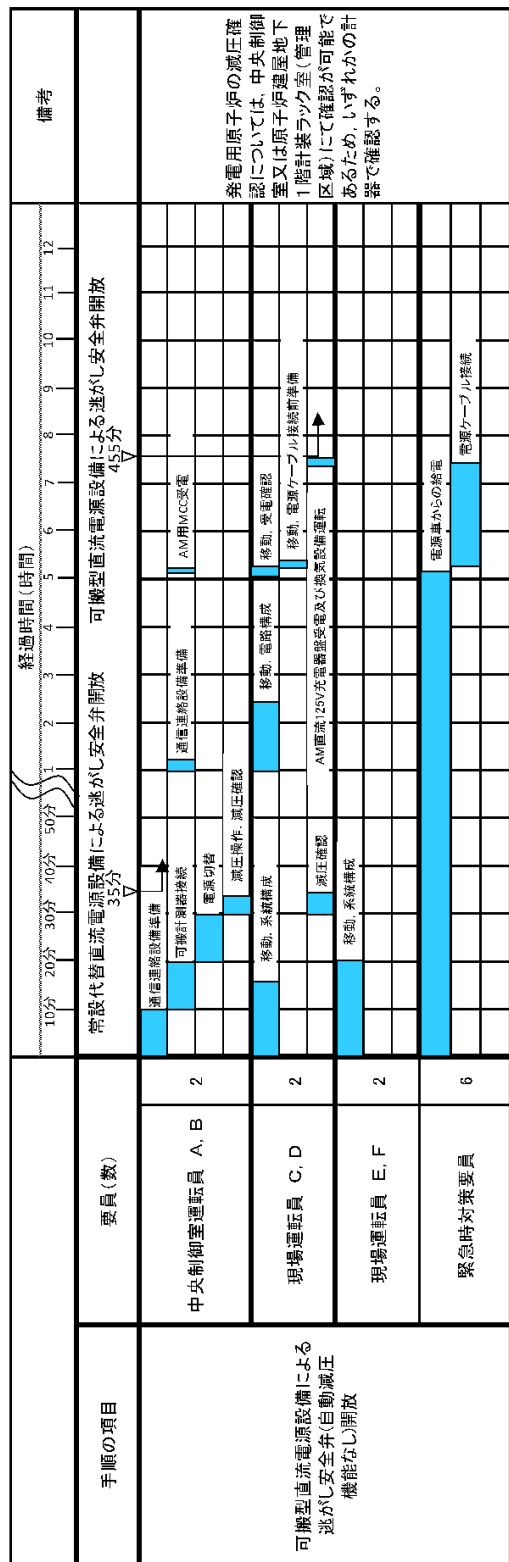
操作手順	弁名称
④	逃がし安全弁（自動減圧機能）
⑤	逃がし安全弁（自動減圧機能なし）

第1.3-6図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図



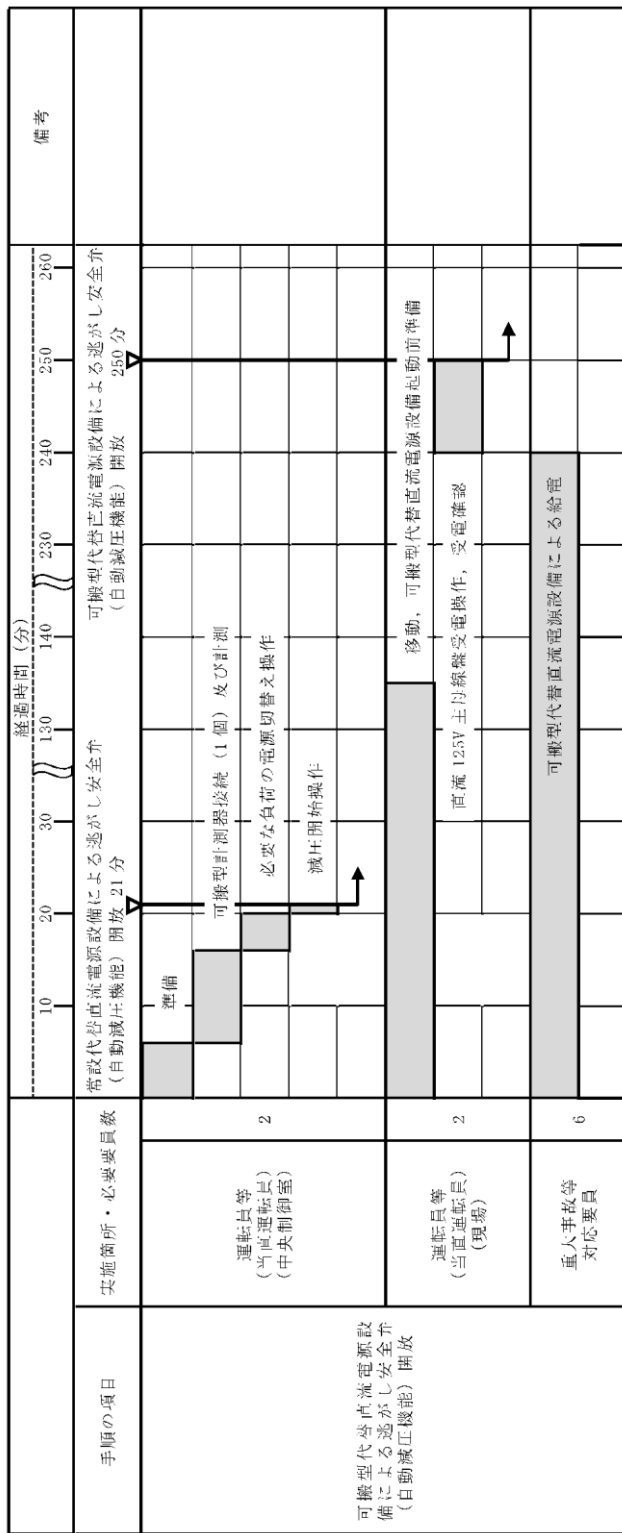
第1.3-7図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 設備の相違に伴う図の内容の相違
 ①, ③の相違



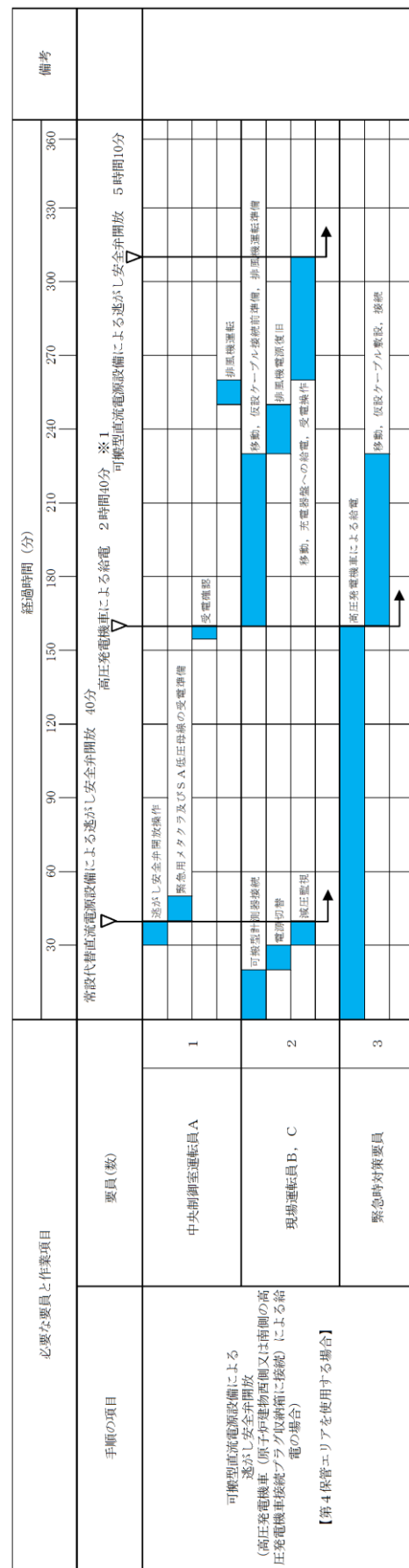
発電機出力の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で確認する。

第 1.3.6 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放 タイムチャート



可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放

第 1.3-7 図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 タイムチャート

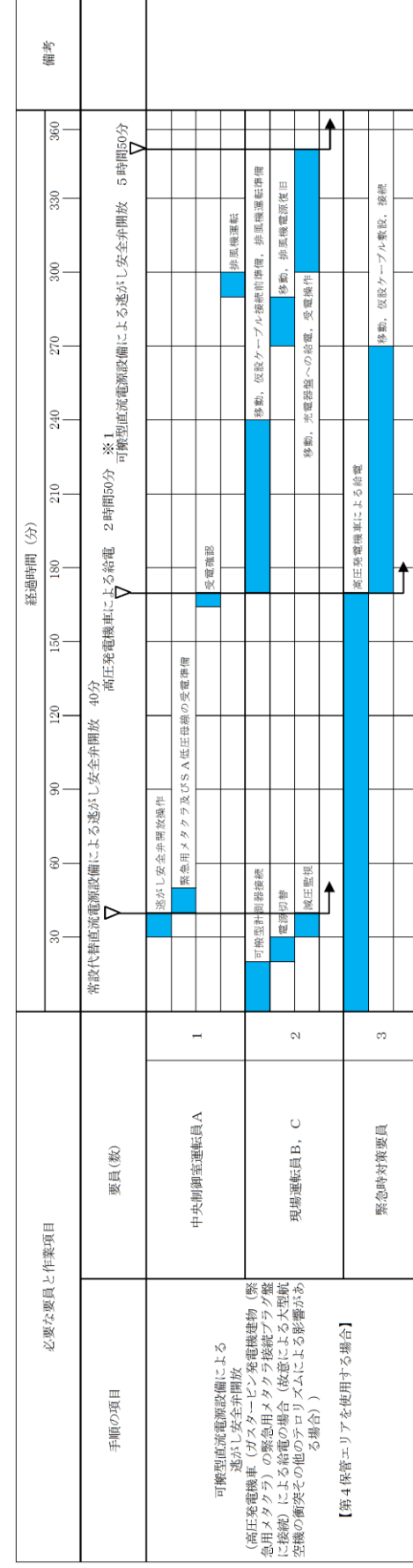


※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。

第 1.3-8 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (1 / 2)

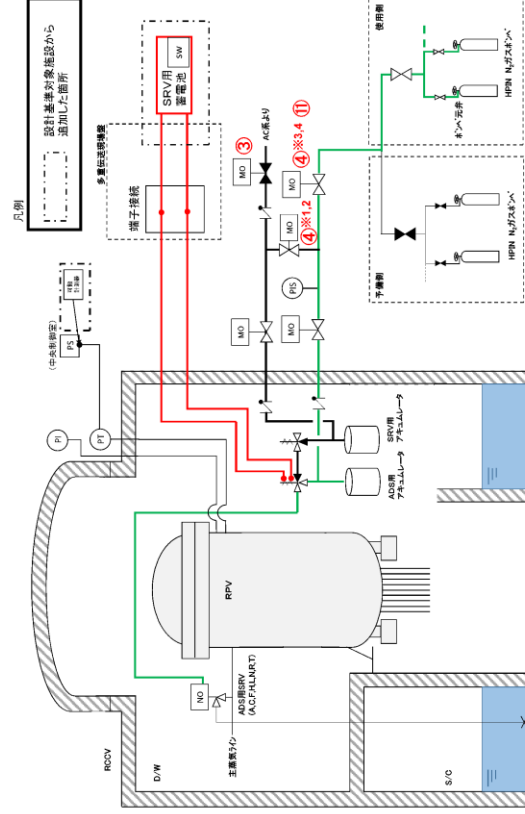
備考

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑤の相違
- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7】
- ⑰の相違
- ⑳の相違



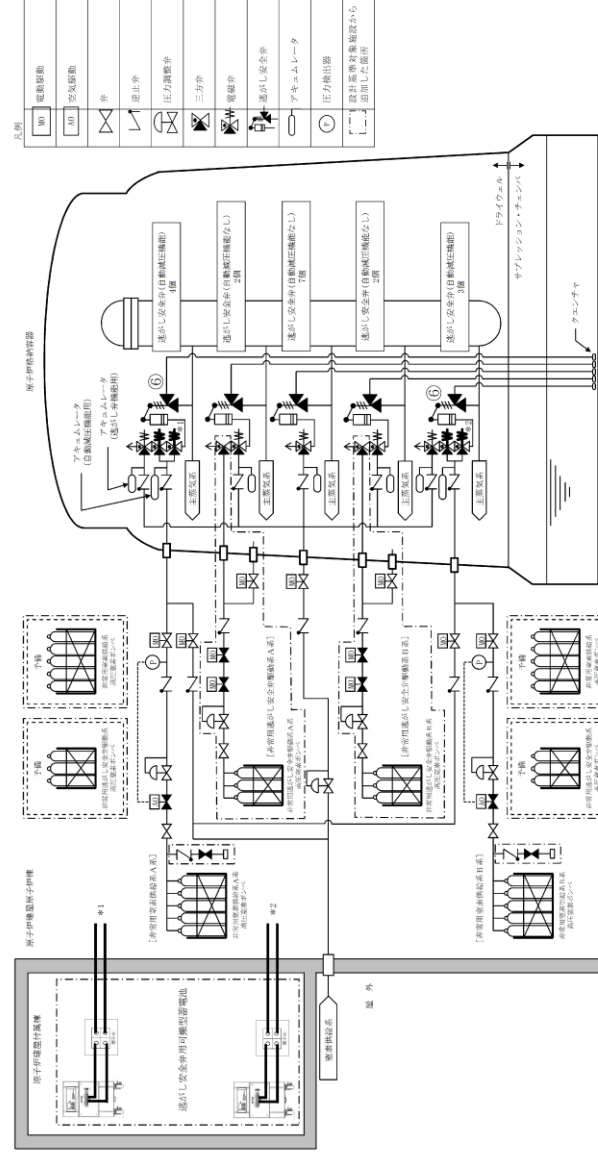
第 1.3-8 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (2 / 2)

・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2 号炉は、可搬型直流電源設備による給電手段が複数あり時間が異なることからタイムチャートを手段毎に記載



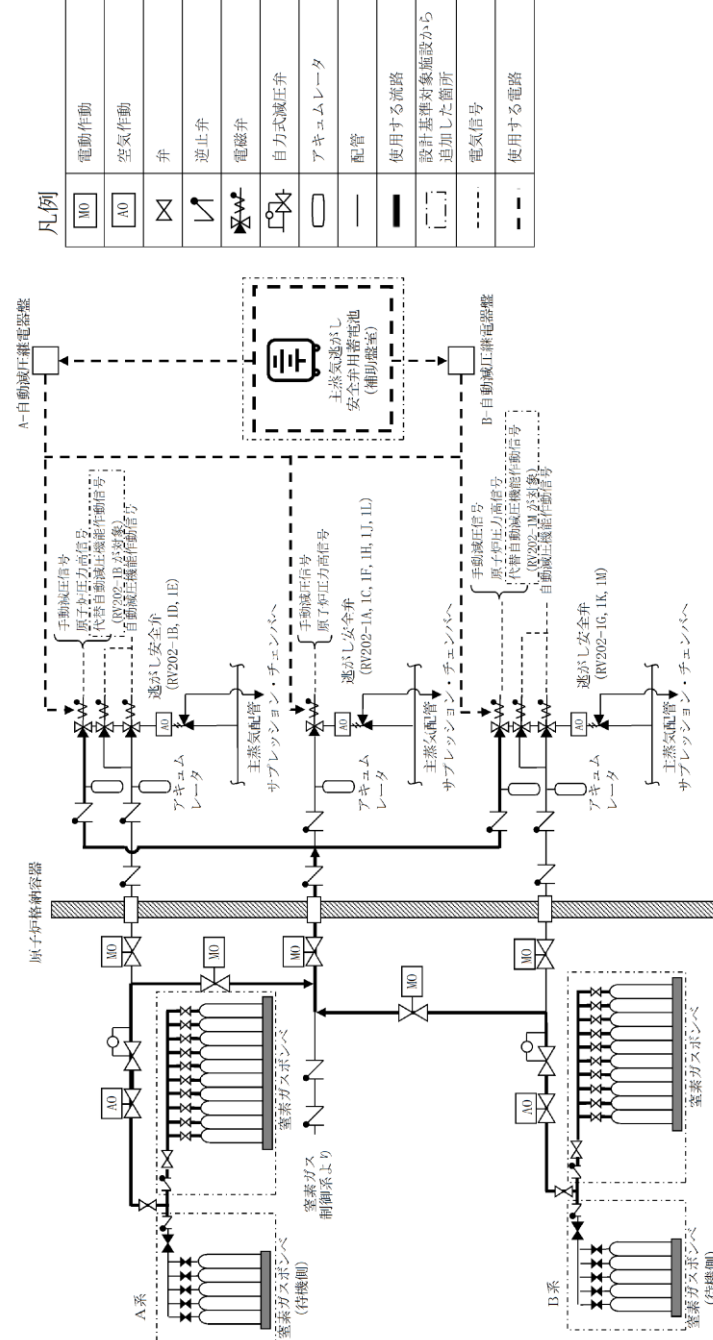
操作手順	弁名称
③	高压窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
④※1	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
④※2	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
④※3①	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
④※4①	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

第1.3.7図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 概要図



操作手順	弁名称
⑤	逃がし安全弁（自動減圧機能）
⑥	操作手順番号を示す。

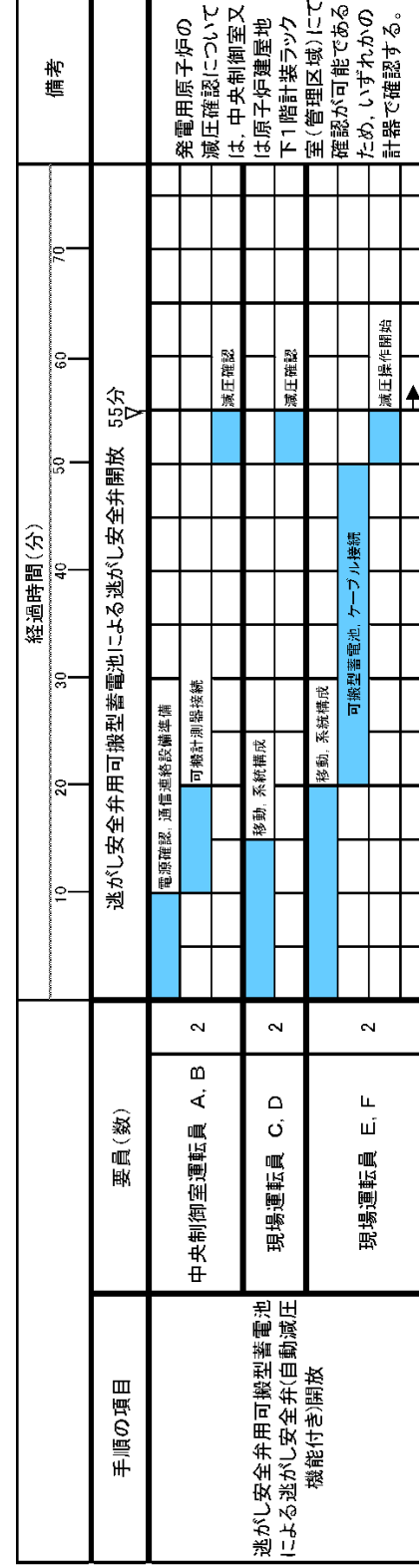
第1.3-8図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図



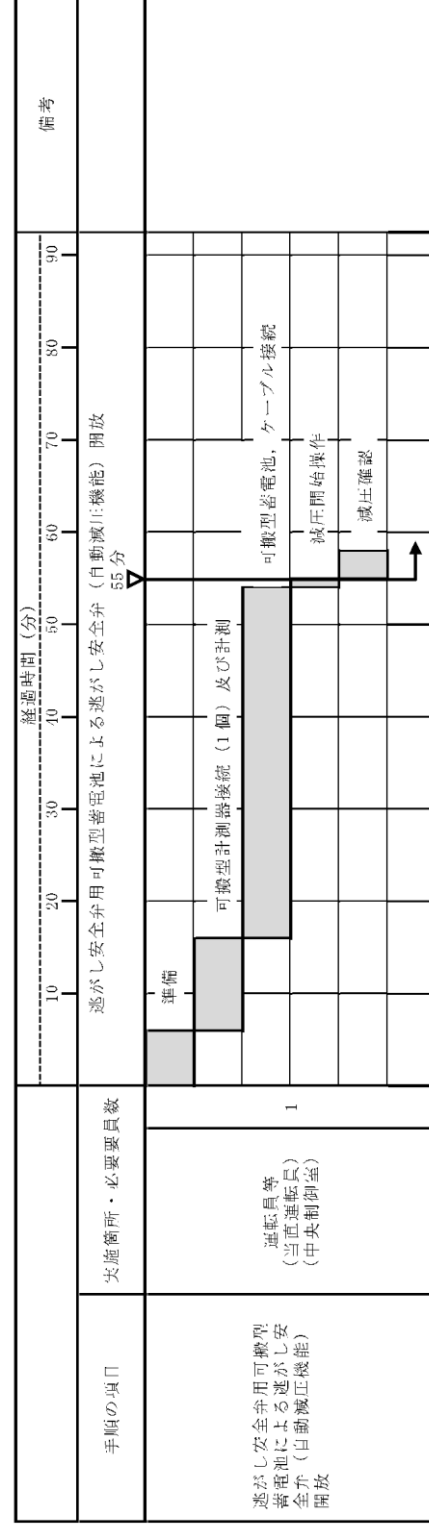
凡例	内容
W0	電動作動
A0	空気作動
△	弁
▽	逆止弁
■	電磁弁
□	自力式減圧弁
○	アキュムレータ
—	配管
—	使用する管路
—	設計基準が実施設計から追加した箇所
—	電気信号
—	使用する電路

第1.3-9図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放 概要図

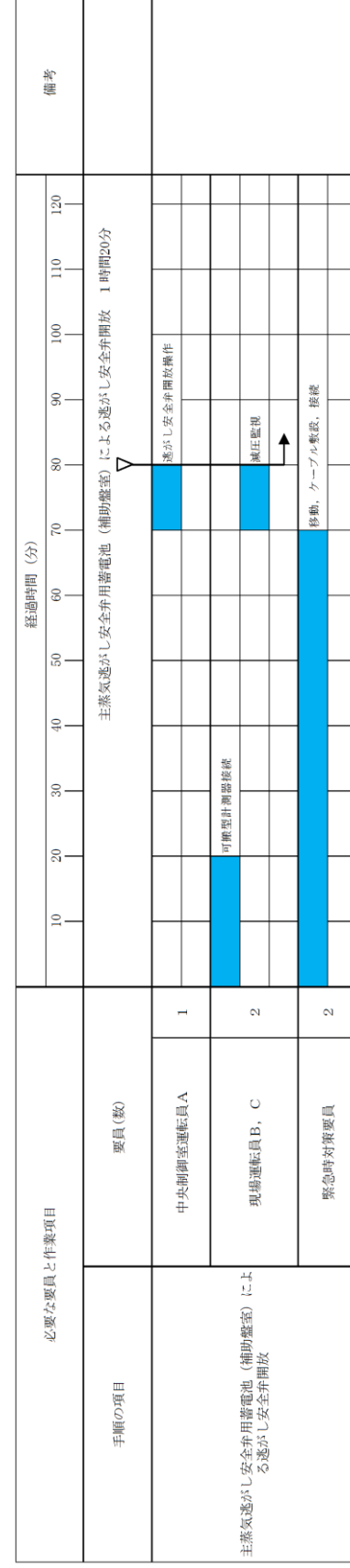
- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- 設備の相違に伴う図の内容の相違
- ①, ③の相違



第 1.3.8 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 タイムチャート



第 1.3-9 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 タイムチャート



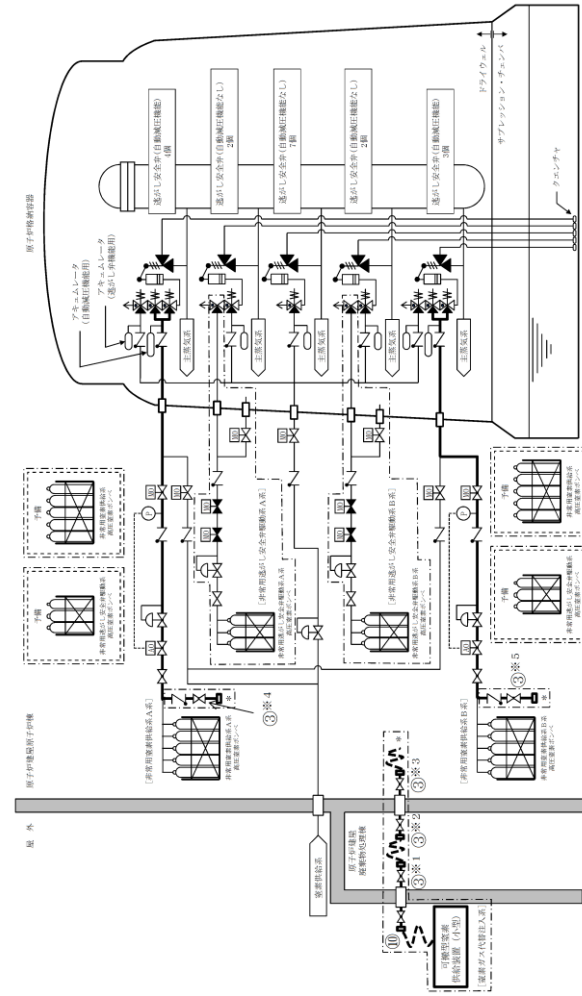
第 1.3-10 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 タイムチャート

- 備考
- ・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑤の相違
 - ・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑰の相違
⑳の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考											
		<div data-bbox="1884 241 2226 1921" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">必要な要員と作業項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 70%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">手順の項目 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放</td> <td>現場運転員A, B 2</td> <td style="text-align: center;"> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>緊急時対応要員 2</td> <td></td> <td style="text-align: center;">※ 1</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">※ 1：主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁B弁(自動減圧機能付き)開放を示す。また、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁M弁(自動減圧機能付き)開放については、逃がし安全弁開放まで1時間30分以内で可能である。</p>	必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	手順の項目 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	現場運転員A, B 2			緊急時対応要員 2		※ 1	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ②の相違
必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)	備考											
手順の項目 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	現場運転員A, B 2													
	緊急時対応要員 2		※ 1											

第 1.3-12 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 タイムチャート

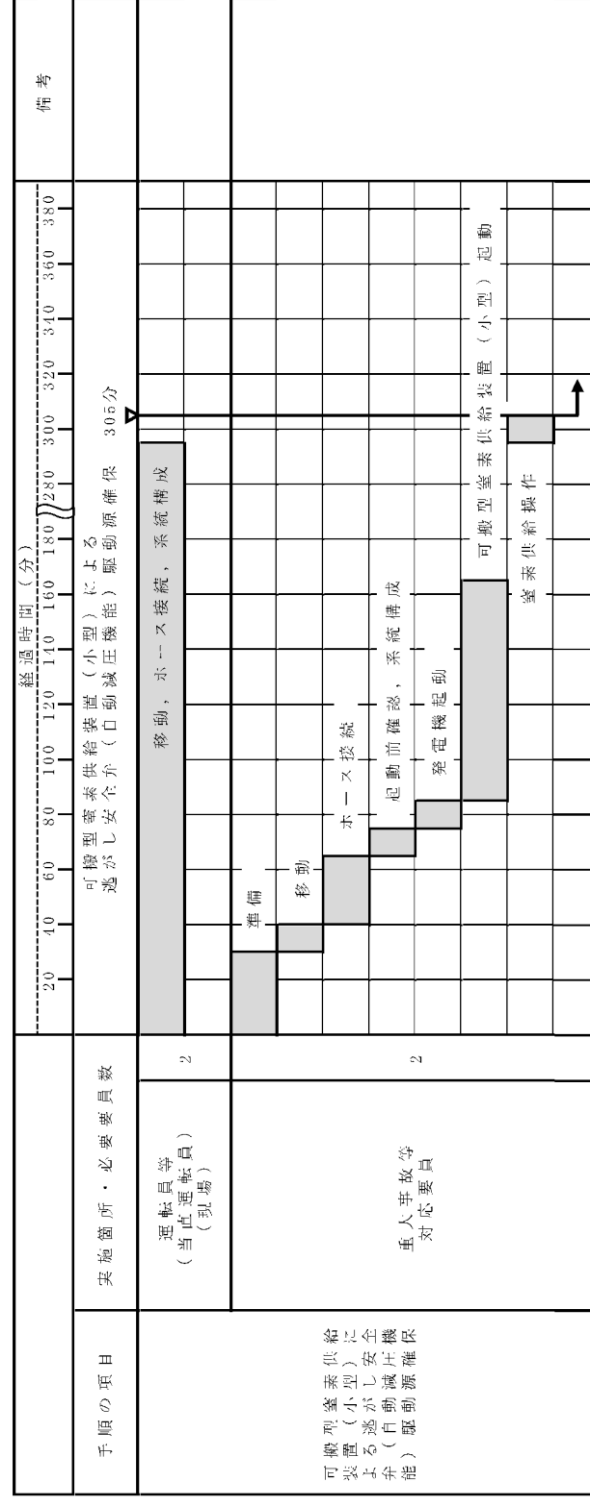
・設備の相違
【東海第二】
④の相違



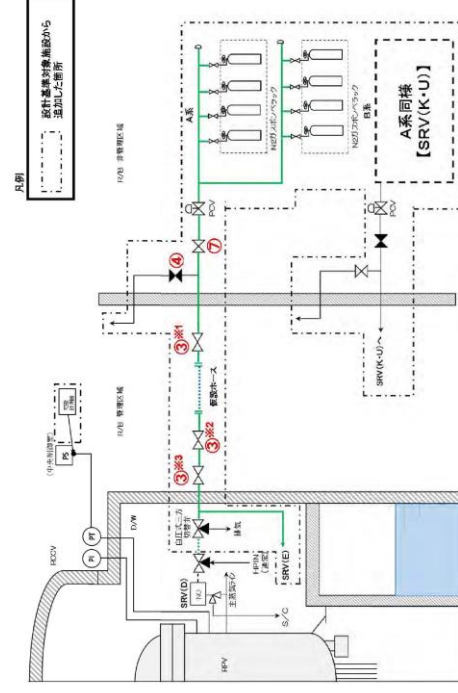
機材名称	機材仕様	機材系統
原子炉冷却系圧力調整器(原子炉冷却系圧力調整器)	①②③④	原子炉冷却系圧力調整器系統
原子炉冷却系圧力調整器(原子炉冷却系圧力調整器)	①②③④	原子炉冷却系圧力調整器系統
原子炉冷却系圧力調整器(原子炉冷却系圧力調整器)	①②③④	原子炉冷却系圧力調整器系統
原子炉冷却系圧力調整器(原子炉冷却系圧力調整器)	①②③④	原子炉冷却系圧力調整器系統

第 1.3-12 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 概要図

・設備の相違
【東海第二】
④の相違

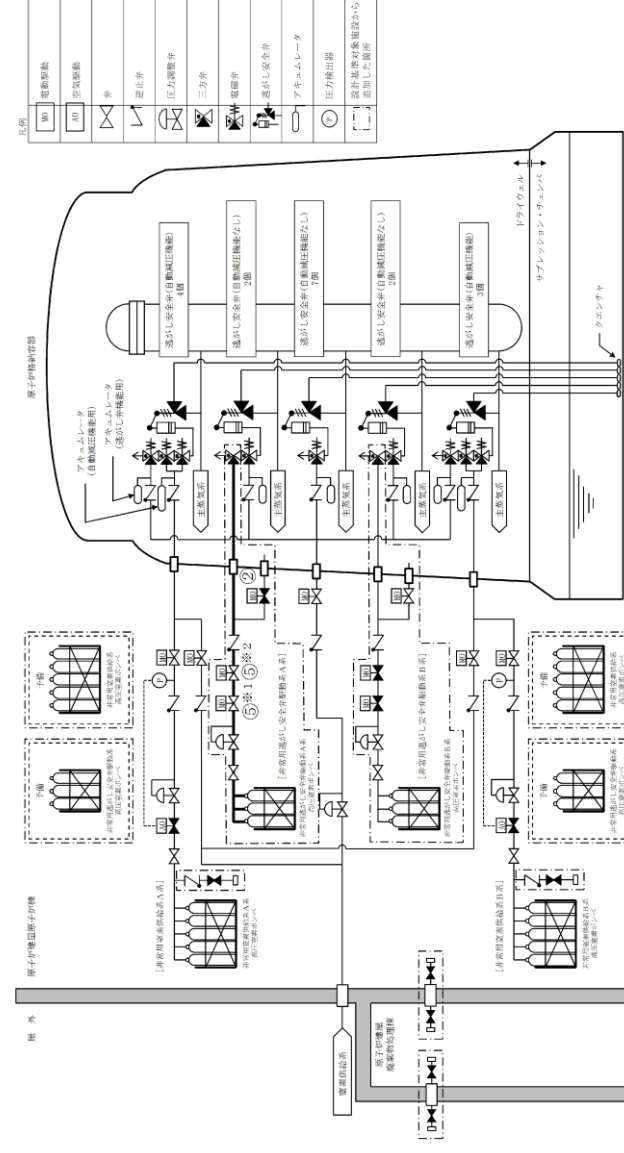


第 1.3-13 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 タイムチャート



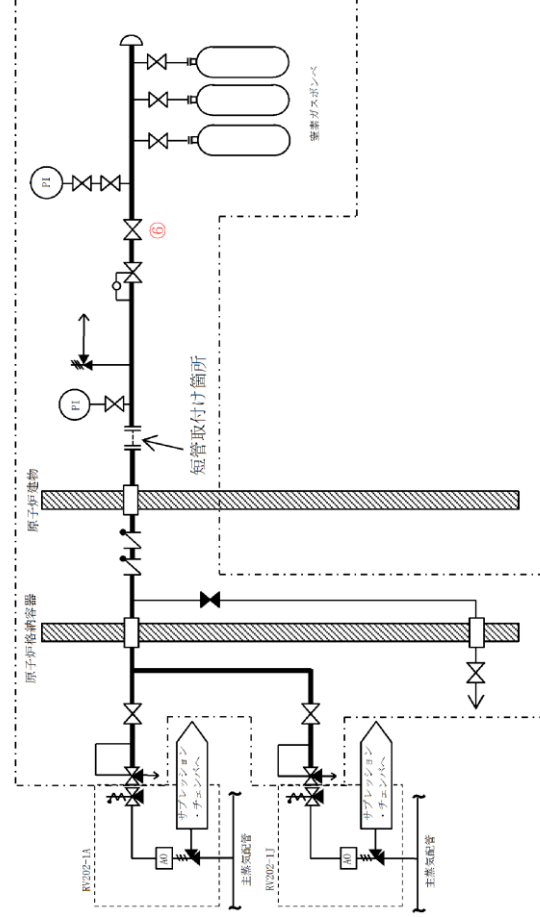
操作手順	弁名称
③SR1	高压窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)
③SR2	高压窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPOV第二隔離弁(A)
③SR3	高压窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPOV第一隔離弁(A)
④	高压窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)
⑦	高压窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁

第 1.3.9 図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放 概要図



操作手順	弁名称
②	非常用逃がし安全弁駆動装置用ローアライメント隔離弁
③SR*	非常用逃がし安全弁駆動装置用窒素供給ライン隔離弁
④SR*	非常用逃がし安全弁駆動装置用窒素供給ライン隔離弁

第 1.3-14 図 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放 概要図



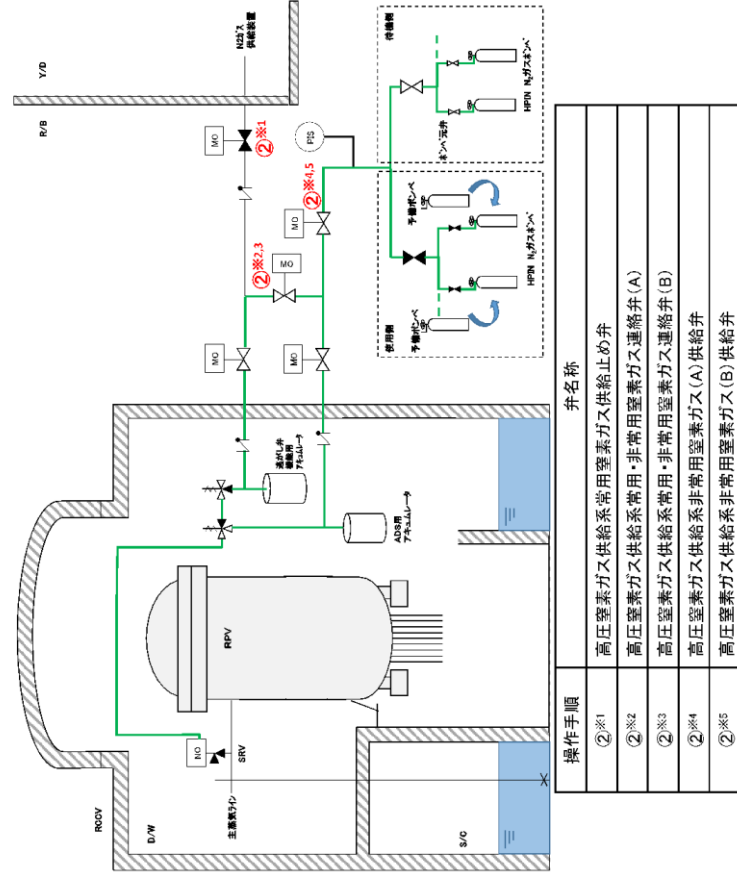
凡例	空気作動
AO	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	配管
	使用する管路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	圧力指示計

操作手順	弁名称
⑥	SRVDS 窒素ガス代替供給弁

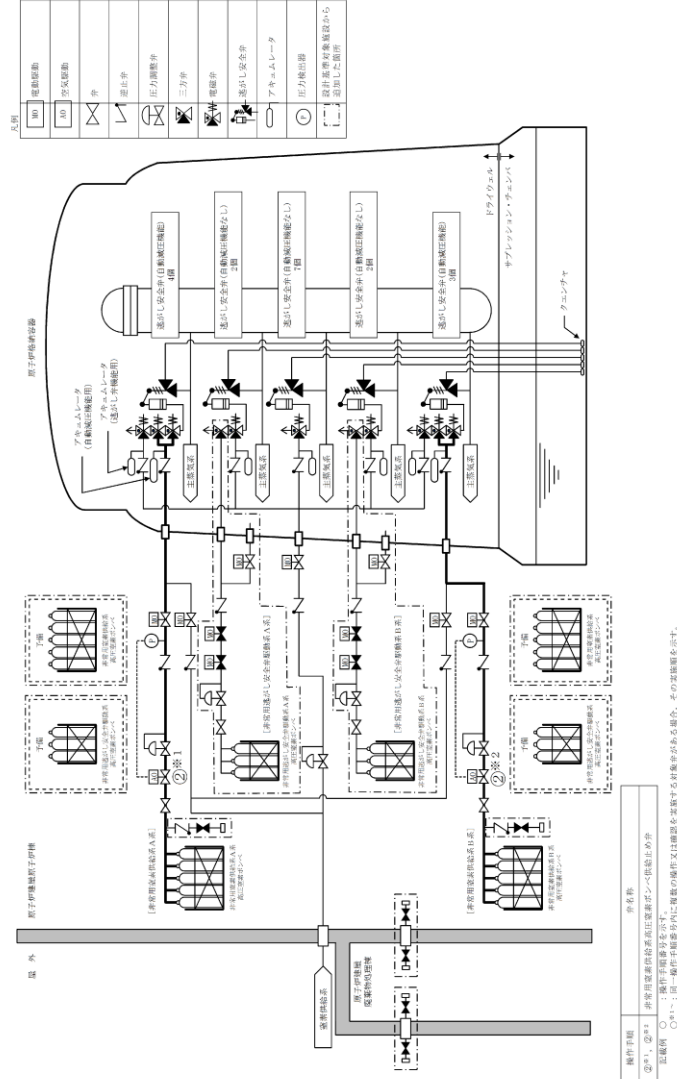
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.3-13 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放 概要図

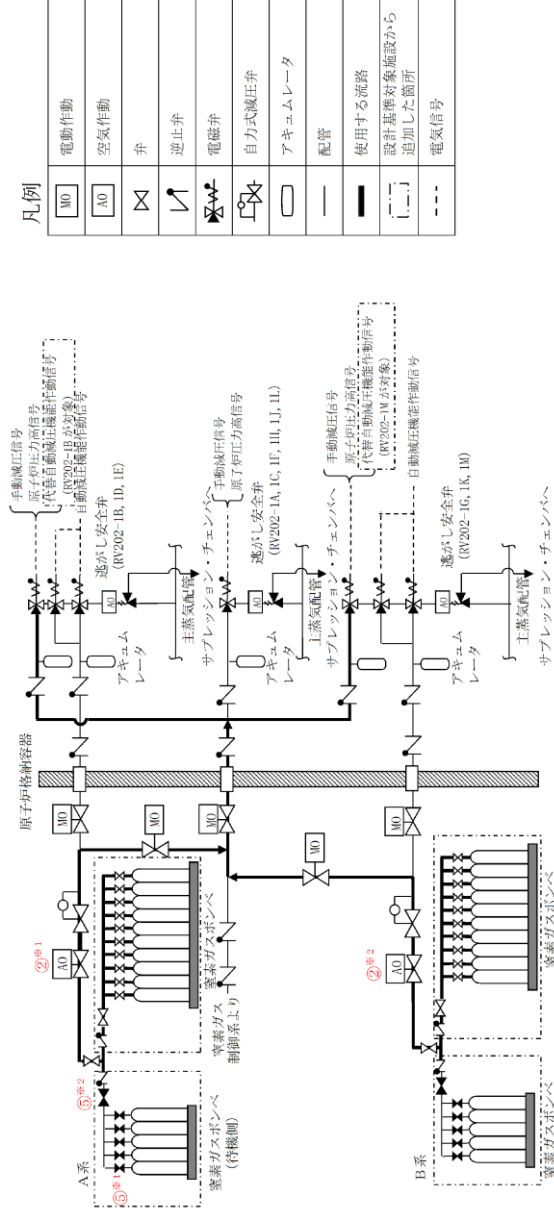
- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
設備の相違に伴う図の内容の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、自主対策設備として 1 系統を設置、柏崎 6/7 は自主対策設備として 2 系統、東海第二は SA 設備として 2 系統整備
- ⑬の相違
- 【柏崎 6/7】
島根 2号炉の当該設備は、原子炉建物 (非管理区域) で作業が可能
- 【東海第二】
⑧の相違



第1.3.11図 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図



第1.3-10図 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 概要図



第1.3-15図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 概要図

備考

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
設備の相違に伴う図の内容の相違
- ⑦の相違
- 【柏崎6/7】
- ⑰の相違
- 【東海第二】
- ③の相違

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2	20分 ▼ドライウェル入口圧力低警報発生 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 運転室警報準備 窒素ガス供給確認 移動、ライン切替 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え リークチェック 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え							

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え)	現場運転員 C, D 2 現場運転員 E, F 2	▼窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 60分 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え リークチェック 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え							

第 1.3.12 図 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要要員数	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 (窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え)	2分	1	▼ 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 警報確認, 系統構成確認 警報確認									

手順の項目	実施箇所・必要要員数	運転員等 (当直運転員) (現場)	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	200	
非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 (非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え)	2	2	▼ 非常用窒素供給系 高圧窒素ポンベ出口圧力低警報発生 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 282分 警報確認 移動、ポンベ交換操作										

第 1.3-11 図 非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [窒素ガス制御室から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]	中央制御室運転員 A	1	▼ 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 5分 警報確認, 系統構成確認												

手順の項目	必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50						
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [窒素ガスポンベの切替え]	現場運転員 B, C	2	▼ N ₂ ガスポンベ出口圧力低警報発生 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 25分 警報確認 移動、窒素ガスポンベラインサービス										※1

※1：逃がし安全弁窒素ガス供給系A系による逃がし安全弁駆動源確保(逃がし安全弁窒素ガスポンベの切替え)を示す。また、逃がし安全弁窒素ガス供給系B系による逃がし安全弁駆動源確保(逃がし安全弁窒素ガスポンベの切替え)については、逃がし安全弁駆動源確保まで25分以内で可能である。

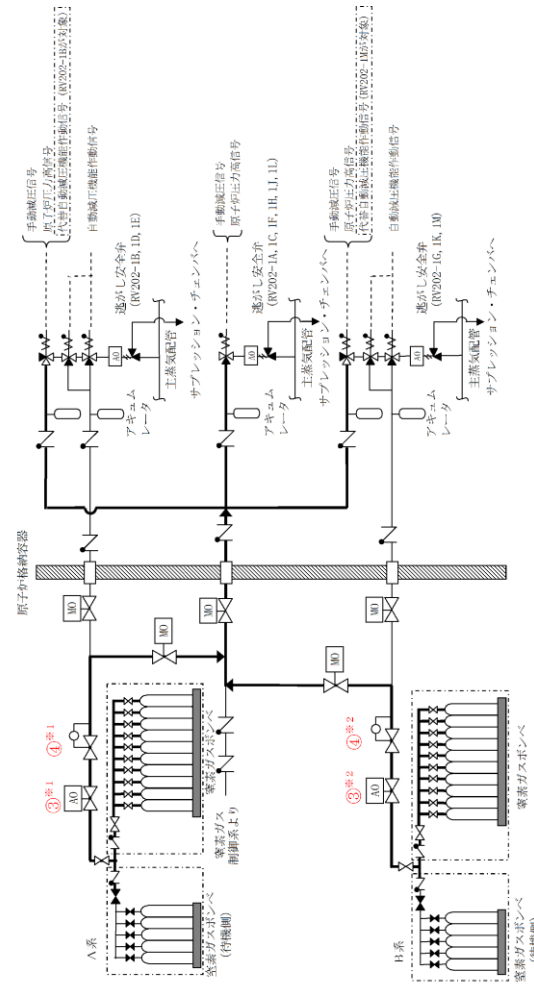
第 1.3-16 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

- 備考
- ・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑤の相違
 - ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑦の相違
【柏崎 6/7】
⑰の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑤の相違

凡例

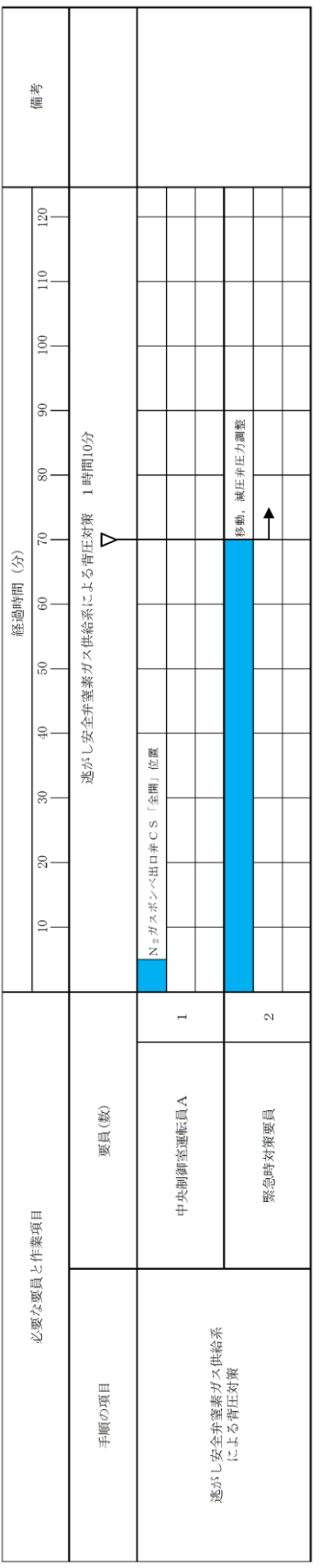
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する配路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号



操作手番	弁名称
③*1	A-N ₂ ガスポンベ出口弁
③*2	B-N ₂ ガスポンベ出口弁
④*1	A-蒸発ガス供給装置出口加減弁
④*2	B-蒸発ガス供給装置出口加減弁

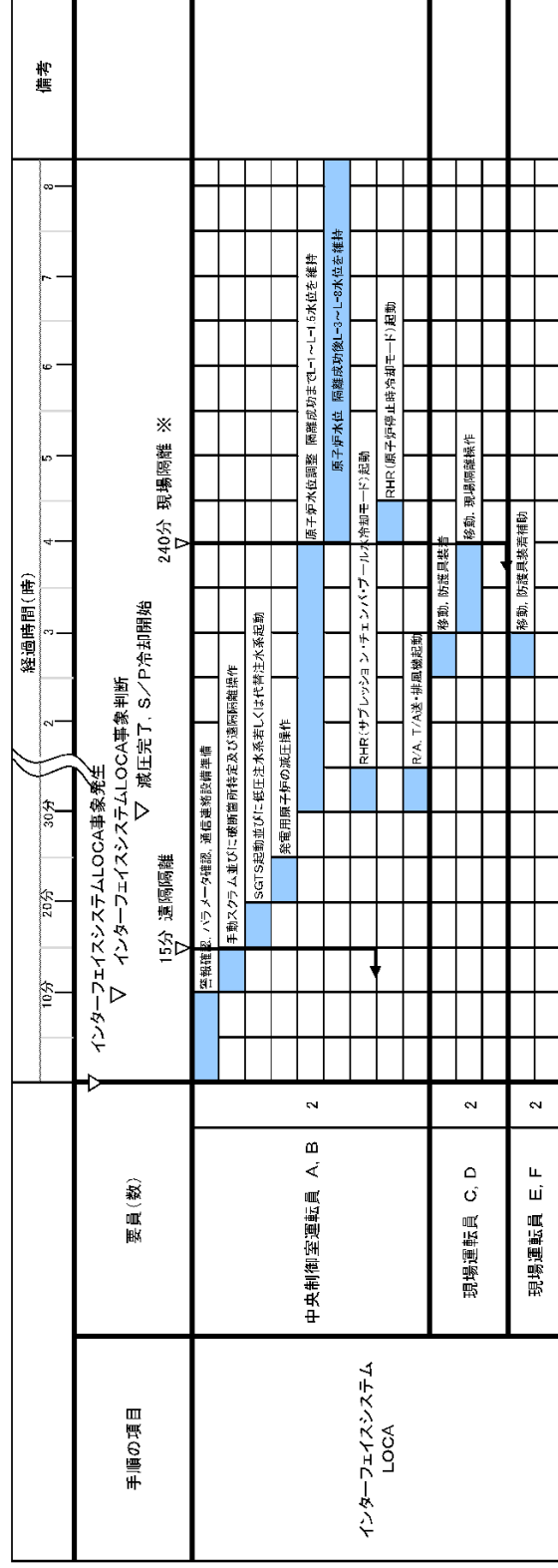
記載例 ○*1 : 操作手番番号を示す。
○*2 : 同一操作手番番号内に複数の操作又は機能を実施する弁番号がある場合、その差額を示す。

第 1.3-17 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p style="text-align: center;">第 1.3-18 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 タイムチャート</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>

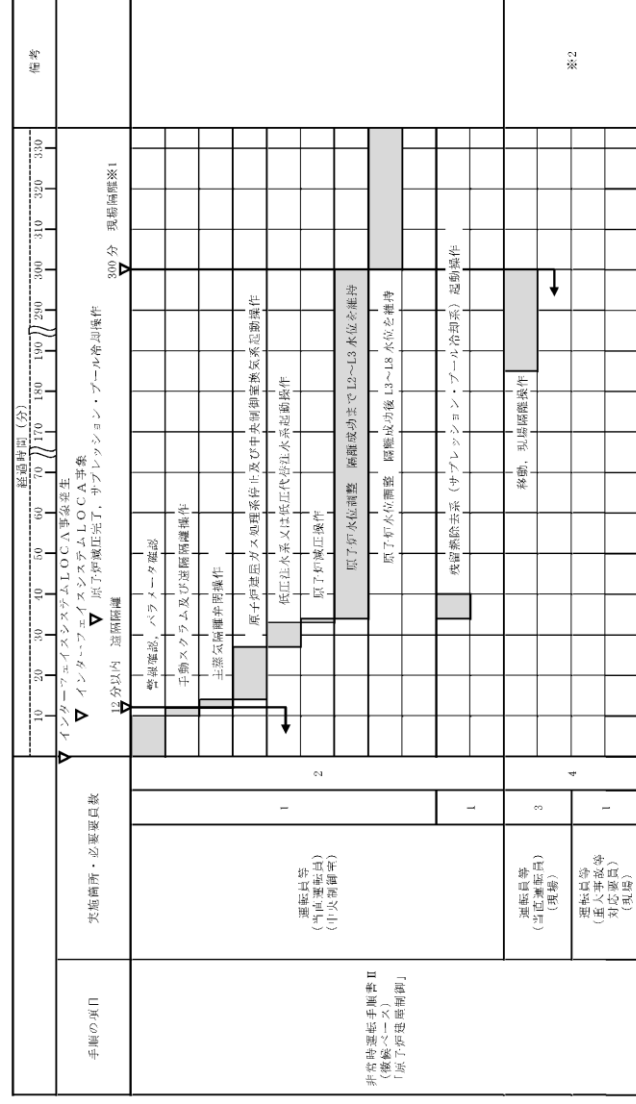
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 856 905 1218" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="154 1234 920 1318" data-label="Caption"> <p>第 1.3-13 図 EOP「スクラム」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="964 856 1697 1218" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="943 1234 1715 1318" data-label="Caption"> <p>第 1.3-16 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「スクラム」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1765 783 2478 1270" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1727 1306 2516 1386" data-label="Caption"> <p>第 1.3-19 図 EOP「スクラム」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="231 533 842 1528" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="154 1549 914 1633" data-label="Caption"> <p>第 1.3-14 図 EOP「原子炉建屋制御」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="988 680 1670 1335" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="940 1369 1715 1495" data-label="Caption"> <p>第 1.3-17 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1745 642 2499 1419" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1727 1440 2510 1520" data-label="Caption"> <p>第 1.3-20 図 EOP「二次格納施設制御」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p> </div>	



※ 破断の規模によっては、現場での隔離操作の所要時間は240分以内となる。

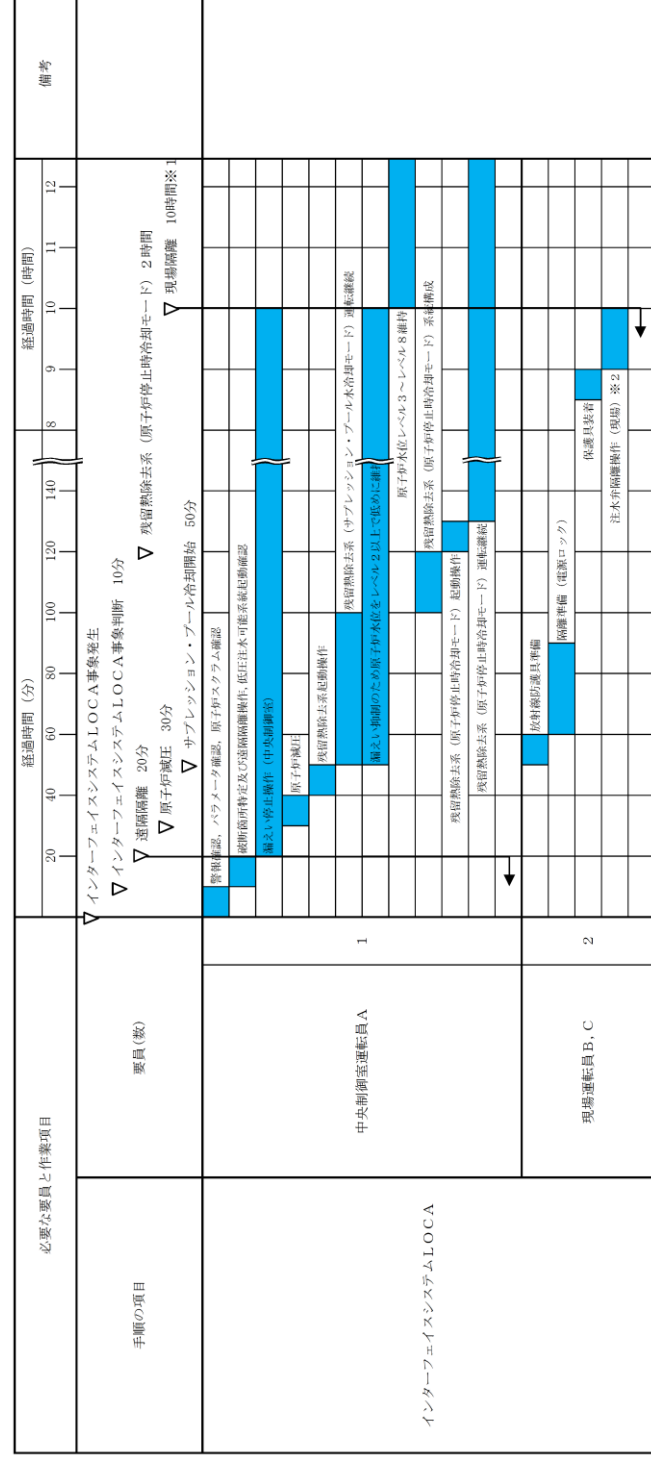
第 1.3.15 図 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合)



※1: 漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は300分以内で可能である。

※2: 現場での隔離操作においては、2人1組として2組で隔離操作を行う。

第 1.3-18 図 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」 タイムチャート
(中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)



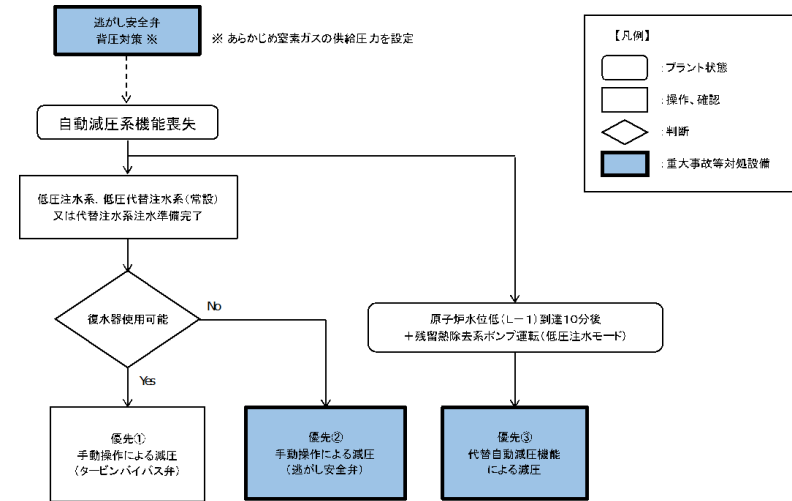
※1: 漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は10時間以内で可能である。

※2: A-1 残熱除去系注水弁隔離操作(現場)を示す。また、B、C-1 残熱除去系及び低圧炉心スプレイス注水弁隔離操作(現場)については、現場隔離まで10時間以内で可能である。

第 1.3-21 図 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合)

- 備考
- ・体制及び運用の相違
 - 【柏崎 6/7, 東海第二】
 - ②⑤の相違
 - ・運用の相違
 - 【柏崎 6/7, 東海第二】
 - ②⑨の相違
 - 【東海第二】
 - ②⑦, ②⑧ の相違
 - ・体制の相違
 - 【柏崎 6/7】
 - 島根 2 号炉は、補助要員なしで着用可能

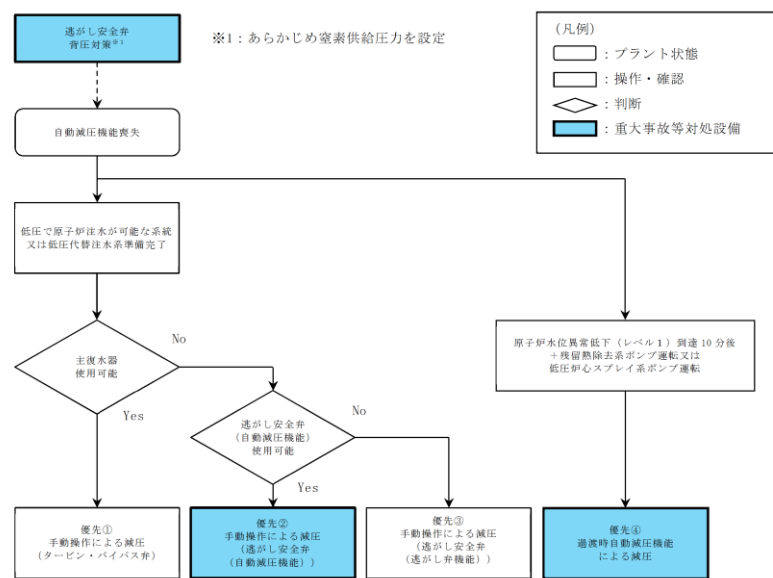
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1/2)

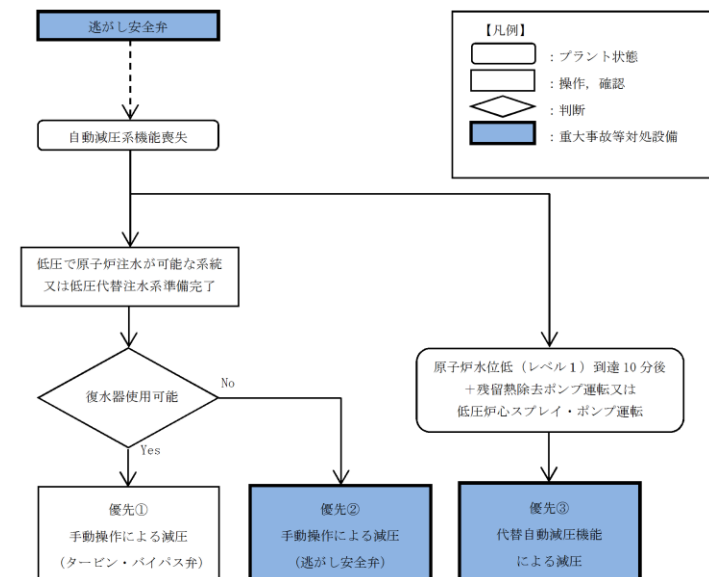
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1/2)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1/2)

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 対応設備の相違による
 対応手段の相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、故障
 想定が自動減圧系機能
 喪失のため、自動減圧
 機能による減圧は考慮
 しない

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択(1/3)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択(2/3)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択(3/3)</p> <p>第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/4)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/4)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/4)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4/4)</p> <p>第 1.3-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対応設備の相違による対応手段の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②, ⑤の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 柏崎 6/7 同様に高圧発電機車と常設充電器を組み合わせた直流電源確保を可搬型直流電源設備とし, 東海第二と同等の設備構成となる直流給電車による直流電源確保は自主対策手順として記載</p> <p>・故障想定との相違 【東海第二】 ⑯の相違</p>