

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-5 改0
提出年月日	平成 29 年 11 月 7 日

# 東海第二発電所

## 技術的能力 比較表

平成 29 年 11 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策
  - 1.0 重大事故等対策における共通事項
  - 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
  - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 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
  - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
  - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
  - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
  - 1.14 電源の確保に関する手順等
  - 1.15 事故時の計装に関する手順等
  - 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
  - 1.17 監視測定等に関する手順等
  - 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
  - 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの  
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。</p> <p>なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。</p> <p><b>【要求事項の解釈】</b>                      要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。</p> <p>なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。</p> <p>また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。</p>	<p>重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。</p> <p>なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。</p> <p><b>【要求事項の解釈】</b>                      要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。</p> <p>なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。</p> <p>また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。</p>	<p>重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。</p> <p>なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。</p> <p><b>【要求事項の解釈】</b>                      要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。</p> <p>なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。</p> <p>また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。</p>	

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。</p> <p>「1. 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2. 1可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。</p> <p>重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。</p> <p>重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。</p> <p>整備する手順書については「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力1.1から1.19」にて補足する。</p>	<p>福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号、2号、3号、4号及び5号炉の原子炉圧力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。</p> <p>「(i)重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「(ii)大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は「(i)重大事故等対策」の対応手順をもとに、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。</p> <p>また、重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。</p> <p>重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。</p>	<p>東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。</p> <p>「1. 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2.1可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。</p> <p>また、重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。</p> <p>重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。</p>	<p>・東海第二発電所(以下「東二」という。)は、単機プラントであることから、記載対象外</p> <p>・玄海の記載表現を参考にした附番</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>1.0 重大事故等対策における共通事項</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>(3) 支援に係る事項</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>1.0.2 共通事項</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>    a. 切り替えの容易性</p> <p>    b. アクセスルートの確保</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>    a. 予備品等の確保</p> <p>    b. 保管場所</p> <p>    c. アクセスルートの確保</p> <p>(3) 支援に係る事項</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>    a. 手順書の整備</p> <p>    b. 教育及び訓練の実施</p> <p>    c. 体制の整備</p>	<p>1. 重大事故等対策</p> <p>1.0 重大事故等対策における共通事項</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方..... 1.0-1</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項..... 1.0-1</p> <p>    a. 切り替えの容易性..... 1.0-1</p> <p>    b. アクセスルートの確保..... 1.0-1</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項..... 1.0-1</p> <p>    a. 予備品等の確保..... 1.0-1</p> <p>    b. 保管場所..... 1.0-2</p> <p>    c. アクセスルートの確保..... 1.0-2</p> <p>(3) 支援に係る事項..... 1.0-2</p> <p>(4) 手順書の整備，教育・訓練の実施及び体制の整備... 1.0-2</p> <p>    a. 手順書の整備..... 1.0-2</p> <p>    b. 教育及び訓練の実施..... 1.0-3</p> <p>    c. 体制の整備..... 1.0-3</p> <p>1.0.2 共通事項..... 1.0-4</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項..... 1.0-4</p> <p>    a. 切り替えの容易性..... 1.0-4</p> <p>    b. アクセスルートの確保..... 1.0-4</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項..... 1.0-8</p> <p>    a. 予備品等の確保..... 1.0-8</p> <p>    b. 保管場所..... 1.0-9</p> <p>    c. アクセスルートの確保..... 1.0-9</p> <p>(3) 支援に係る事項..... 1.0-10</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>..... 1.0-13</p> <p>    a. 手順書の整備..... 1.0-13</p> <p>    b. 教育及び訓練の実施..... 1.0-17</p> <p>    c. 体制の整備..... 1.0-22</p>	<p>1. 重大事故等対策</p> <p>1.0 重大事故等対策における共通事項</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方.....1.0-1</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項.....1.0-1</p> <p>    a. 切り替えの容易性.....1.0-1</p> <p>    b. アクセスルートの確保.....1.0-1</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項.....1.0-5</p> <p>    a. 予備品等の確保.....1.0-5</p> <p>    b. 保管場所.....1.0-6</p> <p>    c. アクセスルートの確保.....1.0-7</p> <p>(3) 支援に係る事項.....1.0-7</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>.....1.0-8</p> <p>    a. 手順書の整備.....1.0-8</p> <p>    b. 教育及び訓練の実施.....1.0-13</p> <p>    c. 体制の整備.....1.0-15</p> <p>1.0.2 共通事項.....1.0-24</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項.....1.0-24</p> <p>    a. 切り替えの容易性.....1.0-24</p> <p>    b. アクセスルートの確保.....1.0-25</p> <p>(2) 復旧作業に係る事項.....1.0-31</p> <p>    a. 予備品等の確保.....1.0-32</p> <p>    b. 保管場所.....1.0-33</p> <p>    c. アクセスルートの確保.....1.0-33</p> <p>(3) 支援に係る事項.....1.0-34</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>.....1.0-38</p> <p>    a. 手順書の整備.....1.0-38</p> <p>    b. 教育及び訓練の実施.....1.0-47</p> <p>    c. 体制の整備.....1.0-54</p>	

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
	< 添付資料 目次 >	添付資料 目次	
添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について	添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について	添付資料1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について	
添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて	添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて	添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて	
添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について	添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について	添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について	
添付資料 1.0.4 復旧作業に必要な資機材及び外部からの支援について	添付資料 1.0.4 外部からの支援について	添付資料1.0.4 復旧作業に必要な資機材及び外部からの支援について	・記載の適正化(玄海参考)
添付資料 1.0.5 重大事故等対策に係る文書体系について	添付資料 1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系	添付資料1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系	
添付資料 1.0.6 重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について	添付資料 1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について	添付資料1.0.6 重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について	
添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故等対応時の手順について	添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について	添付資料1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について	
添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の対応について	添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について	添付資料1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について	
添付資料 1.0.9 重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について	添付資料 1.0.9 重大事故等の対処に係る教育及び訓練について	添付資料1.0.9 重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について	
添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について	添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について	添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について	
添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割について	添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割について	添付資料1.0.11 重大事故等発生時の原子炉主任技術者の役割等について	
添付資料 1.0.12 東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について	添付資料 1.0.12 福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について	添付資料1.0.12 東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について	・記載の適正化(玄海参考)
添付資料 1.0.13 重大事故等対策要員の作業時における装備について	添付資料 1.0.13 緊急時対策要員の作業時における装備について	添付資料1.0.13 災害対策本部要員の作業時における装備について	・組織名称の呼称の相違 [添付資料 1.0.10]
添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表	添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表	添付資料1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 技術的能力対応手段と手順等 比較表	
添付資料 1.0.15 原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が長期にわたる場合の体制の整備について	添付資料 1.0.15 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	添付資料1.0.15 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	
添付資料 1.0.16 玄海原子力発電所1, 2号炉施設の損傷による影響について	添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について	添付資料1.0.16 重大事故等発生時における東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所からの影響について	・東二の同じ敷地内で影響を考慮すべき施設は、東海発電所、東海低レベル放射性廃棄物埋設所。

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</p>	<p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p>	<p>1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備はない。</p> <p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬及び移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載の適正化（体言止めは「切替え」）</li> <li>・記載の適正化（柏崎反映）</li> <li>・柏崎では補給水系、消火系の操作が該当するが、東二は、重大事故等対処設備を用いる手順となっておらず、ほう酸水系も切替操作が不要である。他操作も、重大事故等対象設備を用いる手順等に該当しないことから、対象設備なし。 [添付資料 1.0.1]</li> <li>・記載の適正化（以降「ように」で統一）</li> <li>・記載の適正化 “他の設備の被害状況を把握するための経路”削除</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>・「外部人為事象」と定義し、以降、本記載表現で統一</li> <li>・記載の適正化 “、” → “及び”</li> <li>・記載の適正化（玄海の記載表現を参考）</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダム崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。</p>	<p>屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては、地震による影響に包絡される。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスを選定する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p>	<p>屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、外部人為事象として、航空機落下、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>想定される自然現象又は外部人為事象のうち、洪水、地滑り、高潮、ダム崩壊、爆発及び船舶の衝突については、立地的要因によりアクセスルートは影響を受けないため考慮しない。また、落雷、生物学的事象及び電磁的障害についても、アクセスルートは直接の影響を受けないため考慮しない。森林火災については、出火原因が自然現象とたき火及びタバコ等の人為によるものがあるが、どちらの出火原因によってもアクセスルートへの影響は同様であることから、自然現象として選定し考慮する。</p> <p>なお、屋外アクセスルートは、基準地震動 S s 及び敷地遡上津波の影響を受けないルートを確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載の適正化</li> <li>・東二の自然現象評価対象を記載[添付資料 1.0.2 (3.1 自然現象)]</li> <li>・玄海を参考とした記載表現</li> <li>・自然現象及び外部人為事象に対する東二評価結果のうち、影響を受けない事象について、立地的要因による影響と直接の影響（元々の設備設計や建屋設計から対応しなくても影響を受けない）で整理。</li> <li>・[添付資料 1.0.2 (3.1 自然現象, 3.2 外部人為事象)]</li> <li>・東二特有の敷地に遡上する津波についての考慮を記載を追記。</li> <li>・森林火災は、自然現象による影響評価に包含。</li> <li>・記載の適正化 “した” → “する”</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルート<sup>1</sup>の状況確認、八田浦貯水池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルート<sup>2</sup>の状態確認を行い、合わせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺建造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルート<sup>3</sup>を確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルート<sup>4</sup>を確保する。</p> <p>津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルート<sup>5</sup>を確保する。</p> <p>また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルート<sup>6</sup>を確保する。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルート<sup>1</sup>の状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルート<sup>2</sup>の状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺建造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下等）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルート<sup>3</sup>を確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルート<sup>4</sup>を確保する。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルート<sup>5</sup>を確保する。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルート<sup>1</sup>の状況確認、取水ポイントの状況確認及びホース敷設ルート<sup>2</sup>の状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺建造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設建造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中からから早期に復旧可能なアクセスルート<sup>3</sup>を確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けないアクセスルート<sup>4</sup>を確保する。</p> <p>地震及び津波の影響については、基準津波の影響を受けず、かつ基準地震動<math>S_s</math>に対して影響を受けないルート若しくは重機による復旧等が可能なルート<sup>5</sup>を確保する。また、このアクセスルートの中から、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルート<sup>6</sup>を少なくとも1ルート確保する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載の適正化（添付資料 1.0.2 と整合）</li> <li>・設備名称の相違（軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク）</li> <li>・記載表現の相違（玄海参考）</li> <li>・玄海記載を参考に、東二の自然現象のうち地震による影響想定を記載。[添付資料 1.0.2 (5.3 地震による被害想定の方針、対応方針)]</li> <li>・記載表現の適正化</li> <li>・東二の地震及び津波（敷地遡上津波）に対するアクセスルート確保方針を記載。[添付資料 1.0.2(2.5.1 屋外アクセスルート設定の考え方)]</li> </ul>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。</p> <p>なお、想定を上回る積雪、火山の影響（降灰）が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。</p>	<p>屋外アクセスルートは、<b>発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガス</b>に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、<b>ホイールローダ等の重機</b>による撤去あるいは<b>複数のアクセスルートによる迂回</b>を行う。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の<b>仮復旧</b>を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下等による<b>通行に支障がある</b>段差の発生が想定される箇所においては、<b>段差緩和対策等の実施、迂回又は碎石による</b>段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</p> <p>屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪<b>並びに</b>火山の影響については、<b>ホイールローダ等の重機による撤去</b>を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備する。</p>	<p>屋外アクセスルートは、<b>想定される自然現象のうち、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、地滑り、火山の影響、森林火災及び高潮を考慮する。また、外部人為事象のうち、航空機落下、近隣工場等の火災及び有毒ガスを考慮する。これらに対して、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確保する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。</b></p> <p>屋外アクセスルートの周辺構造物の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは<b>別ルートを確保する。</b></p> <p>屋外アクセスルートは、<b>基準地震動<math>S_s</math></b>の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ<b>等の重機</b>による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p><b>液状化、揺すり込みによる</b>不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、<b>これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じる。万が一、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートを通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の仮復旧と土のうによる段差解消対策により、通行性を確保する。</b></p> <p><b>屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対してはホイールローダによる撤去を行い、積雪及び火山の影響（降灰）に対しては、ホイールローダによる除雪及び除灰を行う。また、凍結及び積雪に対しては、道路には融雪剤を配備し、車両は凍結及び積雪に対処したタイヤを装着し通行性を確保する。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪及び除灰の頻度を増加させることにより対処する。</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象により想定される東二影響評価結果を反映。[添付資料 1.0.2 (3.1 自然現象)]</li> <li>・有毒ガスに対するアクセスルートへの影響を追記。</li> <li>・ホイールローダによる撤去を想定 [添付資料 1.0.2 (5.4 地震時の被害想定)]</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>・東二も先行同様、SA 設備としてホイールローダを所有し、自主設備として油圧ショベル、ブルドーザを所有（”等”記載）。（柏崎：（自主）ブルドーザ、ショベルカー。玄海：（自主）油圧ショベルカー）</li> <li>・不等沈下等になる要因を追記。</li> <li>・段差解消対策の追記。がれき撤去（ホイールローダ）及び土のう設置</li> <li>・記載の適正化 “走行可能な” → “凍結及び積雪に対処した”</li> <li>・先行プラント記載参照し追記（想定を上回る場合の対応）</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。</p> <p>アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	<p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p> <p>屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	<p>重大事故等が発生した場合において、屋内の現場操作場所までのアクセスルートの状況確認を行い、合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波、その他自然現象による影響及び外部人為事象（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止により通行に支障を来さない措置を講じる。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p> <p>屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明装置を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載表現の相違（保管場所以外の状況も確認するため）</li> <li>・記載表現の相違（同表現を5頁に定義付け）</li> <li>・記載の適正化（先行踏まえて追記）</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>・資機材の固縛目的を記載（玄海参考）</li> <li>・記載の適正化</li> <li>・薬品防護を記載（玄海参考。東二は屋内（廃棄物処理棟）にはリン酸ソーダタンク、中和硫酸タンク、中和苛性タンクが設置されており、状況に応じ（炉心損傷時は放射線防護具着用）薬品防護具を装着し作業する。）</li> <li>[添付資料1.0.2(別紙36 薬品類の漏えい時に使用する防護具について)]</li> </ul>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p> <p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p> <p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p> <p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>・記載の適正化(玄海参考)</p> <p>・記載の適正化(玄海参考)</p> <p>・記載の適正化</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>b. 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。 設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、「1.0.1(1)b. アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。</p> <p>(3) 支援に係る事項 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。 また、関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは設備の設計根拠及び機器の詳細な情報並びに事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給及び輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p>	<p>b. 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、 「(1) b. アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>(3) 支援に係る事項 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。 関係機関等と協議・合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p>	<p>b. 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう<sup>に</sup>、複数のアクセスルートを確認するとともに、複数のアクセスルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、外部人為事象（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬及び移動に支障を来さないように、通行性を確保する等、「1.0.1(1)b. アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。</p> <p>(3) 支援に係る事項 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所構内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応が維持できるようにする。 また、プラントメーカー、協力会社及び他の原子力事業者等とあらかじめ協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援及び燃料の供給を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p>	<p>・記載の適正化（玄海の記載を参考）</p> <p>・東二の締結内容を記載</p> <p>・関係協力機関を具体的に記載。 [添付資料 1.0.4]</p> <p>・記載の適正化（柏崎の記載反映）</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，要員を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備</p> <p>重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。</p> <p>さらに，使用主体に応じた手順書として，運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。</p>	<p>他の原子力事業者からは、人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する人員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>(4) 手順書の整備，教育・訓練の実施及び体制の整備</p> <p>重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備</p> <p>重大事故等時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。</p> <p>また，手順書は使用主体に応じて，運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。</p> <p>さらに，緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて，緊急時対策本部が使用する手順書，緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。</p>	<p>他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けて、また、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能な資機材の搬送、要員の派遣、放射線量をはじめとする環境情報収集の支援及び作業を行う上で必要となるアクセスルート確保作業の支援等を受けて、発電所における事故収束活動を支援できるように支援計画を定める。</p> <p>また、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるように事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p>重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，要員を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備</p> <p>重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備する。</p> <p>また，手順書は使用主体に応じて，当直運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）が使用する手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）を整備する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東二は要員で統一 [添付資料 1.0.10]</li> <li>・記載の適正化</li> <li>・東二の支援は、通信連絡設備、放射線測定装置等を想定 [添付資料 1.0.4]</li> <li>・資機材名称の相違</li> <li>・記載の適正化</li> <li>・「当直運転員」は、中央制御室において、当直として対応する運転員。</li> <li>・体制・運用の相違（「災害対策本部手順等」には、支援組織が使用する手順書と災害対策本部が使用する手順がある。） [添付資料 1.0.10]</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で3号炉及び4号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p> <p>具体的には，表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。</p> <p>炉心損傷が避けられない状況においては，炉心へ注水すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い，対応が遅れることで，原子炉格納容器の破損に至ることがないように，原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は<b>複数号炉</b>の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で<b>6号及び7号炉</b>の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転操作手順書及び<b>緊急時対策本部用</b>手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を<b>運転操作手順書及び緊急時対策本部用</b>手順書に整備する。</p> <p>具体的には，<b>第10-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」</b>のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を<b>防ぐ</b>ために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり<b>運転操作手順書又は緊急時対策本部用</b>手順書に整備する。</p> <p>原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は<b>東海発電所</b>との同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で<b>東海第二発電所</b>の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書<b>及び災害対策本部</b>手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように，パラメータを計測する計器故障<b>又は計器故障が疑われる場合に</b>発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を<b>定める</b>。</p> <p><b>具体的には，表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</b></p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損<b>防止</b>のため，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。</p> <p><b>原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。</b></p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を<b>防止</b>するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるように<b>判断基準を明確にした手順を整備する</b>。</p>	<p>・東二の場合，同時被災対象プラントは，東海発電所。</p> <p>・玄海参考とした記載</p> <p>・玄海参考とした記載</p> <p>・玄海参考とした記載</p> <p>・記載表現の相違（東二手順記載表現）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を<b>防ぐため</b>に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する<b>可搬型重大事故等</b>対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を<b>防止するため</b>に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>	<p>・記載表現の相違（東二手順記載表現）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等発生時の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。</p> <p>また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>(d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。</p> <p>運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。</p> <p>緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p>	<p>(c) 重大事故等<b>対策の実施</b>において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する<b>という</b>共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等時の運転操作において、当直<b>副</b>長が躊躇せず<b>指示</b>できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた<b>運転操作</b>手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等時の発電所の<b>原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）</b>の活動において、重大事故等対策を実施する際に、<b>発電所対策本部長は</b>、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき<b>定めた緊急時対策本部</b>用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>(d) 重大事故等<b>対策</b>時に使用する手順書として、<b>発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。</b></p> <p>運転操作手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。</p> <p><b>発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</b></p>	<p>(c) 重大事故等<b>時の対応</b>において、財産（設備等）保護より安全性を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故<b>等発生</b>時の運転操作において、当直<b>発電</b>長が躊躇<b>せず判断</b>できるように、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた<b>運転</b>手順書を<b>整備</b>し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等時の<b>災害</b>対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、<b>災害</b>対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。</p> <p>また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた<b>災害</b>対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>(d) 重大事故等時に使用する手順書は、当直<b>運転員が使用する手順書</b>と、当直<b>運転員を除く災害対策本部</b>手順書に<b>分けて適切に定める</b>。</p> <p>重大事故等対応時には複数の手順書を用いて対処する場合があることから、中央制御室と災害対策本部との間で緊密に連携して対応操作を行う。</p> <p><b>災害対策本部</b>手順書において、体制、通報及び災害対策本部内の連携等について明確にし、<b>災害対策本部</b>手順書を<b>運転手順書とは別に整備</b>して、支援の具体的内容等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確にする。</p>	<p>・東二は当直発電長が判断</p> <p>・東二の重大事故等時の対応活動呼称 [添付資料 1.0.10]</p> <p>・東二の手順書は、当直運転員と災害対策要員用に分けて定める。</p> <p>・記載表現の相違（玄海参考）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。</p> <p>事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。</p> <p>また、多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。</p> <p>事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。</p> <p>ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。</p> <p>多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。</p>	<p>運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。</p> <p>異常又は事故の発生時、警報発生時の措置に関する運転操作手順書により初期対応を行う。</p> <p>事象が進展した場合には、警報発生時の措置に関する運転操作手順書の記載に従い、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）に移行する。</p>	<p>運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書間を的確に移行できるように、運転手順書間の移行基準を明確にする。</p> <p>事故発生時は、警報処置手順書により、初期対応を行う。</p> <p>警報処置手順書に基づく対応に置いて事象が進展した場合は、非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項、タービン・発電機側の対応操作等、非常時運転手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている初動対応については、非常時運転手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った場合は、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。</p>	<p>・東二は、事象発生時は警報処置手順書により処置</p> <p>・東二は、警報処置手順書から進展し、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に至らない場合は、非常時運転手順書（事象ベース）にて処置</p> <p>・東二は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）は導入条件が成立すると導入</p> <p>・東二は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）から事象が進展すると、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）にて処置</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。通常使用するパラメータが故障等により計測不能又は計器故障が疑われる場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。また、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。</p>	<p>(e) 重大事故等<b>対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書</b>に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を直接監視することが<b>必要なパラメータを、あらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。</b></p> <p><b>整理に当たっては、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に明記する。</b></p> <p><b>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。</b></p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を<b>緊急時対策本部用手順書</b>に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、<b>運転操作手順書</b>に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、<b>緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報</b>とし、<b>緊急時対策本部用手順書</b>に整理する。</p>	<p>(e) 重大事故等に対処するために<b>プラントの状態を把握するために必要な情報</b>のうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを整理するとともに、<b>主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順</b>を運転手順書及び<b>災害対策本部用</b>手順書に整備する。また、記録が<b>必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、災害対策本部用</b>手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を<b>災害対策本部用</b>手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、<b>当直</b>運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、<b>災害対策要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報</b>とし、<b>災害対策本部</b>手順書に整理する。</p>	<p>・監視パラメータ故障時の推定手段、直接監視を纏めて記載。（玄海参考）</p> <p>・目的を具体的に記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p>緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の緊急時対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、表1.0.2に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>	<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発令された場合、<b>発電用</b>原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び<b>前兆事象に応じた</b>事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p><b>重大事故等に対処する要員に対して</b>、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、<b>重大事故等に対処する要員</b>の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより、<b>重大事故等に対処する要員</b>の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第10-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>	<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発表された場合、<b>原子炉停止操作を開始</b>する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p><b>災害対策要員は</b>、重大事故等<b>発生時</b>において、事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度<b>及び</b>内容で計画的に実施することにより<b>災害対策要員</b>の力量の維持及び向上を図る。</p> <p><b>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第10-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。</b></p>	<p>・東二を含む津波予報区に発令された場合、誤報や津波到達までに発令が解除された場合を除き、原子炉停止操作を開始。                  [添付資料1.0.8]</p> <p>・第10-2表を示す記載を追記（先行電力の記載を参考）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>(b) 緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。</p>	<p>重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等に対処する要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>(b) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。</p>	<p>現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるように、当直運転員と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>災害対策要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるように、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等時の発電用原子炉施設の物理挙動及びプラント挙動等に関する知識の向上を図ることができる教育、訓練等を実施する。</p> <p>(b) 災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解向上に資する教育を定期的に行う。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員を含めて「災害対策要員」</li> <li>・玄海を参考とした記載</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>・教育内容を記載</li> <li>・記載の適正化（柏崎の記載反映）</li> <li>・重大事故等発生時で統一</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>(d) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。</p> <p>(e) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p>	<p>(c) 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>(d) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</p> <p>(e) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p>	<p>(c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する。</p> <p>(d) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し、必要な放射線防護具等を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。</p> <p>(e) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p>	<p>・記載表現の相違（玄海参考）</p> <p>・悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪又は強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施。</p> <p>[添付資料 1.0.9]</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>c. 体制の整備</p> <p>重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p> <p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、緊急時体制を発令し、要員の非常召集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。</p> <p>緊急時対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p>	<p>c. 体制の整備</p> <p>重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p> <p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて<b>原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。</b></p> <p><b>発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</b></p> <p>当社は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め、米国における非常事態対応のために標準化された Incident CommandSystem(ICS)を参考に、重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できる体制を整備する。</p>	<p>c. 体制の整備</p> <p>重大事故等<b>発生</b>時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p> <p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて、<b>非常事態を宣言し、災害対策要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを災害対策本部長とする発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置して対処する。</b></p> <p><b>災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、技術的助言を行う技術支援組織、実施組織及び技術支援組織が事故対処に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、作業班の構成を行う。また、各班には、班員に対して必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や作業状況を本部に報告を行う班長を定め、指揮命令系統及び各班内の役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行うことができるように、発電所内外に必要な要員を常時確保する。</b></p>	<p>・東二の体制の各名称を記載</p> <p>・記載の適正化（玄海の記載反映） [添付資料 1.0.10]</p> <p>・東二の組織構成の説明を追記</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等発生時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内に3号炉及び4号炉の発電用原子炉主任技術者を2名配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の発電所対策本部において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実にすることができるよう、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者については、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者又は代行者をそれぞれ1名待機させる。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の災害対策本部において、職務に支障をきたすことがないよう、独立性を確保して配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。また、重大事故時等対策の実施に当たり、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部長はその指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実にすることができるように、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた場合、災害対策本部に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるように、早期に非常召集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>・記載表現の相違（玄海参考）</p> <p>・組織体制呼称の相違</p> <p>・記載表現の相違（玄海参考）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(b) 実施組織を、運転員等により事故拡大防止に必要な運転上の措置を実施する班、発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握及び災害対策活動に従事する要員の被ばく管理を実施する班、土木建築設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班で構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p> <p>(c) 実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。</p> <p>緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により3号炉及び4号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。</p> <p>緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して3号炉及び4号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。</p> <p>各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p>	<p>(b) 実施組織は、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供等を行う班、事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う当直（運転員）、重大事故等対処設備の準備と操作及び不具合設備の復旧等を行う班並びに火災発生時に消火活動を行う自衛消防隊で構成し、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p> <p>(c) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対応できる組織とする。</p> <p>発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、発電所対策本部長が活動方針を示し、号炉ごとに配置された号機統括は、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。</p> <p>複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して6号及び7号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の被災対応ができる体制とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。</p> <p>各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、各号炉の発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p>	<p>(b) 実施組織は、当直<b>運転員</b>、重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。</p> <p>実施組織の要員は、庶務班（アクセスルートの確保、消火活動等の実施）、<b>保守班（給水確保、電源確保に伴う措置等の実施）</b>及び<b>運転班（事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施）</b>で構成され、各班には必要な指示を行う班長を配置する。</p> <p>(c) <b>実施組織は、隣接する東海発電所との同時発災においても対応できる組織とする。</b></p> <p><b>東海発電所は、廃止措置中であり、また、全燃料が搬出済みであるため、重大事故等は発生しないが、火災等の各発電所での対応が必要な事象が同時発生した場合には、災害対策本部は、各発電所の状況や使用可能な設備、事象の進展等の状況を共有し、東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する災害対策本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。</b></p> <p><b>この際、東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、東海第二発電所の運転に従事する者（所長を含む）に保安上の指示を行う。</b></p>	<p>・東二の組織体制を記載 [添付資料 1.0.10]</p> <p>・東二は東海発電所との同時発災時の対応を整理。</p> <p>・原子炉主任技術者の役割を記載。（東二に保安上の指示）</p> <p>・東海第二に発電用原子炉主任技術者がいることを明記。（隣接する廃止措置中の東海発電所の発電用原子炉主任技術者については記載せず）</p>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(d) 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う班、運営支援組織は、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるため緊急時対策本部の運営及び情報の収集を行う班、関係地方公共団体の対応及び報道機関等の社外対応を行う班、防災資機材の整備を行う班、避難者の誘導を行う班で構成する。</p>	<p>(d) 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、プラント状態の進展予測・評価等を行う班、発電所内外の放射線・放射能の状況把握及び影響範囲の評価等を行う班で構成する。また、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、発電所対策本部の運営支援等を行う班、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、対外関係機関へ通報連絡等を行う班、対外対応情報の収集等を行う班で構成する。</p>	<p>(d) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等）、保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、不具合設備に関する応急復旧及び技術的助言、放射性物質の汚染除去等）、運転班（プラント状態の把握、災害対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。</p> <p>支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店（東京）（以下「本店」という。）対策本部及び社外機関との連絡調整等）、広報班（発生した事象に関する広報、関係地方公共団体への対応、報道機関等への社外対応、発電所内外への情報提供等）、庶務班（災害対策本部の運営、防災資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置等）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。</p>	<p>・東二の災害対策本部体制の呼称                      [添付資料 1.0.10]</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(e) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。</p> <p>休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。</p> <p>なお、地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p>	<p>(e) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。</p> <p>なお、地震の影響による通信障害等によって非常召集連絡ができない場合においても、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p>	<p>(e) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、事故原因の除去等の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長は、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長を災害対策本部長とする災害対策本部を設置して対処する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるように、発電所内に必要な要員を常時確保する。</p> <p>発電所外から要員が参集するルートは、発電所正門を通行して参集するルートを使用する。発電所正門を通行した参集ルートが使用できない場合は、発電所正門以外を通行する参集ルート、又は隣接事業所の敷地内を通行して参集する。</p> <p>なお、地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも、地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p>	<p>・東二特有；JAEA敷地内を通行するルートがあることを記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員（指揮者等）4名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名並びに運転対応及び保守対応を行う重大事故等対策要員36名の合計52名を確保する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動の運転対応及び保守対応を行う重大事故等対策要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員（指揮者等）と初動後の保守対応を行う重大事故等対策要員は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。</p> <p>重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。</p> <p>緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。</p>	<p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため、6号及び7号炉の重大事故等に対処する要員として、発電所内に緊急時対策要員44名、運転員18名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊10名の合計72名を確保する。</p> <p>なお、6号及び7号炉のうち、1プラント運転中、1プラント運転停止中においては、運転員を13名とし、また2プラント運転停止中においては、運転員を10名とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、各要員の任務に応じた対応を行う。</p> <p>重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、重大事故等に対処する要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。</p> <p>重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</p>	<p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応する要員は、重大事故等に対処する要員として災害対策要員21名、当直運転員7名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊11名の合計39名を確保する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、災害対策要員のうち初動の運転対応及び重大事故等対応を行う重大事故等対応要員は、中央制御室及び緊急時対策所に参集し、通報連絡、運転対応操作、給水確保、電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。</p> <p>必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるように、災害対策要員の対象者に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。</p>	<p>[添付資料1.0.10]</p> <p>・災害対策本部の体制中の各要員を記載</p> <p>・記載の適正化（文章の見直し、追記）</p> <p>・訓練対象者を記載（先行参考に追記）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（b）項及び（d）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。</p> <p>(g) 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>(h) 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。                  重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を整備する。                  さらに、実施組織が中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備等を整備する。</p>	<p>(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直（運転員）の機能は、上記(c-2)及び(c-4)のとおり明確にするとともに、責任者として配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。</p> <p>(g) 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>(h) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。                  重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。                   また、実施組織が、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備等を整備する。                   これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通信連絡を行う。</p>	<p>(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（b）項及び（d）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である本部長及び班長を配置する。</p> <p>(g) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である災害対策本部長である所長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部長、班長についても不在の場合に備え、代行者をあらかじめ明確にする。</p> <p>(h) 災害対策要員が実効的に活動するための施設、設備等を整備する。                  重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、支援組織が重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。</p>	<p>・記載見直し                  （班長及び副班長）→（本部長及び班長）</p> <p>[添付資料 1.0.10]                  ・東二の体制の名称</p> <p>・記載の適正化（玄海の記載反映）</p> <p>・東二は単機プラントであり、他施設を初期対応施設として使用しないことから記載なし。</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>緊急時対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と緊急時対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。</p> <p>また、報道発表及び外部からの問い合わせ対応等については、本店対策本部の広報活動を行う班で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>(j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所における緊急時体制発令の報告を受け、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施する。</p> <p>本店対策本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う班、運営支援組織として、情報収集及び災害状況の把握を行う班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う班、広報活動を行う班及び資機材の調達運搬を行う班で構成する。</p>	<p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、東京本社の原子力施設事態即応センターに設置する本社の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）、国、関係自治体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>発電所対策本部の支援組織は、本社対策本部と発電所対策本部間において、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、報道発表及び外部からの問い合わせ対応等については、本社対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>(j) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所における原子力警戒態勢又は緊急時態勢発令の報告を受け、本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令した場合、速やかに東京本社の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本社対策本部を設置する。</p> <p>本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社のことをいう。）での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。</p> <p>本社対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本社対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。</p>	<p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部、国、関係地方公共団体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、本店対策本部と災害対策本部間において発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。</p> <p>また、本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問合せ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>(j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所において非常事態が宣言された場合には、社長は本社における本店非常事態を発令し、社長を本部長とする本店対策本部を設置する。本店対策本部は、全社での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように支援する。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対策を検討できる体制を整備する。</p>	<p>・自治体は、「地方公共団体」に統一</p> <p>[添付資料 1.0.10]                  ・本店体制の名称</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。</p> <p>本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p> <p>(k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、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>重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。</p>	<p>本社対策本部長は、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。本社対策本部は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。</p> <p>また、本社対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p> <p>(k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、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>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。</p> <p>また、重大事故等時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。</p>	<p>本店庶務班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。</p> <p>本店庶務班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策拠点を運営し、災害対策に必要な資機材等の支援を実施する。</p> <p>本店庶務班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、支援が受けられる体制を整備する。</p> <p>(k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、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>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。</p> <p>また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための作業環境の線量低減対策やプラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるように、プラントメーカーとの間で支援体制を整備している。</p>	<p>・東二体制の相違</p> <p>・記載の適正化 (玄海、柏崎の記載反映)</p> <p>[添付資料 1.0.4] ・プラントメーカーとの東二重大事故等発生時における協力内容を記載</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>1.0.2 共通事項</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>①切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え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>②アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下、「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。</p> <p>ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p>	<p>1.0.2 共通事項</p> <p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>① 切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え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>②アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用を行う方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p>	<p>1.0.2 共通事項</p> <p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>①切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え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>②アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備に係る事項</p> <p>a. 切り替えの容易性</p> <p>本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備はない。</p>	<p>・記載の適正化（体言止めは「切替え」）</p> <p>・記載の適正化（柏崎反映）</p> <p>・柏崎では補給水系、消火系の操作が該当するが、東二は、重大事故等対処設備を用いる手順となっておらず、ほう酸水系も切替操作が不要である。他操作も、重大事故等対象設備を用いる手順等に該当しないことから、対象設備なし。</p> <p>[添付資料 1.0.1]</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</p>	<p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、<b>想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）</b>は、想定される自然現象、<b>発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、</b>溢水及び火災を想定しても、<b>運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</b></p>	<p>b. アクセスルートの確保</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう<b>に</b>以下の実効性のある運用管理を実施する。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、<b>別ルートも考慮して複数ルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、</b>想定される自然現象、<b>外部人為事象（故意によるものを除く。）、</b>溢水及び火災を想定しても、<b>速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</b></p>	<p>・記載の適正化（他箇所修正を踏まえカッコ内を追加）</p> <p>[添付資料 1.0.2]</p> <p>・自然現象及び外部人為事象に対する東二評価のうち、影響を受けない事象について、立地的要因による影響と直接の影響（元々の設備設計や建屋設計から対応しなくても影響を受けない）で整理。</p> <p>・森林火災は、自然現象による影響評価に包含した。</p> <p>・東二特有（敷地に遡上する津波についての考慮を記載）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p>	<p>屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては、地震による影響に包絡される。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスを選定する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。</p>	<p>屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、外部人為事象（故意によるものを除く。）として、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>想定される自然現象又は外部人為事象のうち、洪水、地滑り、高潮、ダムの崩壊、爆発及び船舶の衝突については、立地的要因によりアクセスルートは影響を受けないため考慮しない。また、落雷、生物学的事象及び電磁的障害についても、アクセスルートは直接の影響を受けないため考慮しない。森林火災については、出火原因が自然現象とたき火及びタバコ等の人為によるものがあるが、どちらの出火原因によってもアクセスルートへの影響は同様であることから、自然現象として選定し考慮する。</p> <p>なお、屋外アクセスルートは、基準地震動<math>S_s</math>及び敷地遡上津波の影響を受けないルートを確認する。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所は周囲を植生に囲まれていることから、防火帯の内側に設置した上で、森林からの離隔距離を確保し、複数箇所に分散して保管する。</p>	<p>内容の相違                      （柏崎は自然現象と人為的事象とに分けている）</p> <p>[添付資料 1.0.2]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型重大事故等対処設備の保管場所に関する外部火災の対応を記載</li> <li>東二特有；敷地遡上津波に対する対応を記載。</li> <li>森林からの離隔距離を取った場所に設置する。</li> </ul>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(a) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電源設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、八田浦貯水池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、合わせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。</p> <p>津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確認する。</p> <p>また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する。</p> <p>屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。</p>	<p>(a) 屋外アクセスルート</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替交流電源設備、可搬型モニタリングポスト等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下等）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する。</p> <p>屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。</p>	<p>(a) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替交流電源設備等）の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水ポイントの状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。</p> <p>地震及び津波の影響については、基準津波の影響を受けず、かつ、基準地震動S<sub>s</sub>に対して影響を受けないルート若しくは重機による復旧等が可能なルートを確認する。また、このアクセスルートの中から、敷地に遡上する津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保する。</p> <p>屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、地滑り、火山の影響、森林火災及び高潮を考慮する。また、外部人為事象のうち、航空機落下、近隣工場等の火災及び有毒ガスを考慮する。これらに対して、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確認する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。</p>	<p>・東二の自然現象のうち地震による影響想定を記載</p> <p>[添付資料 1.0.2]</p> <p>・地震及び津波の影響に対する東二屋外アクセスルート設定の考え方を記載。</p> <p>・自然現象と外部人為事象を追記。</p> <p>・有毒ガスに対するアクセスルートへの影響を追記。（化学物質漏えいに対する防護具着用）</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響（降灰）が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、積雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーン等を配備する。</p> <p>屋外アクセスルートの地震発生時における火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器等の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。</p> <p>アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。</p>	<p>屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは<b>複数のアクセスルートによる迂回を行う。</b></p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の<b>仮復旧</b>を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下<b>等による通行に支障がある</b>段差の発生が想定される箇所においては、<b>段差緩和対策等の実施、迂回又は碎石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</b></p> <p>屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、<b>積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去</b>を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、<b>除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。</b>また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、<b>車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。</b></p> <p>屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・<b>危険物管理</b>）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。</p> <p>屋外アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。<b>夜間時及び停電時</b>においては、確実に運搬、移動ができるように、照明<b>機器等</b>を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p>	<p>屋外アクセスルートの周辺構造物等の<b>倒壊</b>による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは<b>別ルート</b>を確保する。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下<b>及び地中構造物の損壊に伴う</b>段差の発生が想定される箇所において、<b>アクセスルートに影響がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートの通行又は土のうによる段差解消対策により対処する。</b></p> <p>アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物<b>に対しては</b>ホイールローダによる撤去を行い、<b>積雪及び火山の影響（降灰）についてはホイールローダによる除雪及び除灰を行う。</b>なお、<b>想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪及び除灰の頻度を増加させることにより対処する。</b>また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両は<b>凍結及び積雪に対処したタイヤ</b>を装着し通行性を確保する。</p> <p>屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物<b>収納容器の固縛による転倒防止</b>）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。</p> <p>屋外のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の<b>配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備</b>を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。</p> <p><b>停電時及び夜間時</b>においては、確実に運搬、移動ができるように、<b>可搬型</b>照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。停電時及び夜間時の<b>確実な運搬や移動のための可搬型</b>照明装置を配備する。また、現場との通信連絡手段を確保する。</p>	<p>・東二のアクセスルート地盤対策を記載</p> <p>・記載の適正化（玄海、柏崎参考に想定を上回る場合の対応を追記）</p> <p>・記載の適正化 “走行可能な” → “凍結及び積雪に対処した”</p> <p>・薬品防護への対応を記載</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(b) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、合わせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意のものを除く。）（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止」に示す。</p> <p>屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。</p>	<p>(b) 屋内アクセスルート</p> <p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、逃がし安全弁<b>可搬型蓄電池</b>、<b>中央制御室可搬型陽圧化空調機</b>等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>屋内アクセスルートは、<b>自然現象として選定する</b>地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象による影響に対して、<b>外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する</b>。なお、森林火災の<b>出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（故意によるものを除く。）（火災・爆発）として選定する</b>。</p> <p>また、<b>発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する</b>。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで<b>外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する</b>。また、<b>屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる</b>。</p> <p>屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。<b>火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止に係る設計方針」に示す</b>。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p>	<p>(b) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、<b>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</b>等）の<b>操作場所</b>に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、<b>合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う</b>。</p> <p>屋内アクセスルートは、地震、津波、<b>その他自然現象による影響（洪水、風（台風）、竜巻、積雪、凍結、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、高潮、降水、生物学的事象）及び外部人為事象（故意によるものを除く。）（航空機落下、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム）</b>に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋に確保する。</p> <p>屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、<b>地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止により通行に支障をきたさない措置を講じる。地震及び津波以外の自然現象に対しても、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルートを設定する</b>。</p> <p>屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。</p> <p><b>機器からの溢水</b>が発生した場合は、現場の状況に応じて、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p>	<p>・東二の設備名称（43条と整合した名称見直し）</p> <p>・東二の屋内アクセスルートに対する自然現象、外部人為事象想定を記載</p> <p>・東二のアクセスルート設定の考え方</p> <p>・記載の適正化（柏崎の記載反映）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また，停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動ができるように，可搬型照明を配備する。また，騒音場所においては，確実に耳栓を着用する。その他，現場との連絡手段の確保，室温等の作業環境の考慮，資機材の現場配備等を実施する。</p> <p>（添付資料 1.0.1, 1.0.2, 1.0.13）</p>	<p>屋内アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動ができるように，照明機器等を配備する。また，現場との連絡手段を確保し，作業環境を考慮する。</p>	<p>屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の薬品タンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては，確実に運搬，移動ができるように，可搬型照明を配備する。また，現場との連絡手段を確保し，作業環境を考慮する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載の適正化（玄海の記載反映）</li> <li>・屋内の薬品タンク漏えい（リン酸ソーダタンク等）からの防護について記載。</li> </ul>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(2) 復旧作業</p> <p>①予備品等の確保</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>②保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>③アクセスルートの確保</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p>	<p>(2) 復旧作業</p> <p>① 予備品等の確保</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>② 保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>③ アクセスルート</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p>	<p>(2) 復旧作業</p> <p>①予備品等の確保</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>②保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>③アクセスルートの確保</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p>	
<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p>	<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p>	<p>(2) 復旧作業に係る事項</p> <p>重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。</p>	

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	<p>a. 予備品等の確保</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</li> <li>単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</li> <li>復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</li> </ul> <p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p>	

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>b. 保管場所 予備品等については、地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において，設備の復旧作業のため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の実効性のある運用管理を実施する。 設備の復旧作業に支障がないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは，想定される自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものは除く。），溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたさないよう，通行性を確保する等， 「1.0.2（1）b.アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。 (添付資料 1.0.2, 1.0.3, 1.0.13)</p>	<p>b. 保管場所 予備品等については，地震による周辺斜面の崩壊，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において，設備の復旧作業のため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，  「5.1.1.(2) アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。</p>	<p>b. 保管場所 予備品等については，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</p> <p>c. アクセスルートの確保 想定される重大事故等が発生した場合において，設備の復旧作業のため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，複数のアクセスルートを確保するとともに，複数ルートのうち少なくとも1ルートは，想定される自然現象，外部人為事象（故意によるものを除く。），溢水及び火災を想定しても，運搬及び移動に支障を来さないように，通行性を確保する等，「5.1.1（2）アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。 なお，確保するアクセスルートは，ルート上にながれき等が散乱してもホイールローダによる復旧により，重大事故等対策に必要なホースやケーブルの敷設が可能である。</p>	<p>・東二想定を記載した上で，運用管理について追記。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(3) 支援</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</p> <p>また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>(3) 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p>	<p>(3) 支援に係る事項</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</p> <p>また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。</p> <p>さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>(3) 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p>	<p>(3) 支援</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</p> <p>また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>(3) 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p>	

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>また、プラントメーカー、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。</p> <p>事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。</p> <p>さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>(添付資料 1.0.4)</p>	<p>プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等、協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等に備え、協議・合意の上、外部からの支援計画を定め、<b>重大事故等時の支援</b>及び燃料の供給の協定を締結する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、<b>発電所の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）</b>が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは<b>事故収束及び復旧対策に関する技術支援</b>、協力会社からは<b>事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援</b>、<b>燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援</b>を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、<b>人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか</b>、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する<b>人員及び発電所までの資機材輸送の支援</b>を受けられるように支援計画を定める。</p> <p><b>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</b></p> <p>また、<b>原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給</b>できる体制を整備する。</p>	<p>プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する<b>等</b>の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、<b>事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援</b>及び燃料の供給の協定を締結し、<b>発電所を支援できる体制を整備</b>する。</p> <p>重大事故等発生後、<b>当社対策本部</b>が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社等から<b>重大事故等発生後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</b>、<b>重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備し</b>、<b>また、要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるように支援計画を定める。</b></p> <p>資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、<b>要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受ける他</b>、原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは、被ばく低減のために遠隔操作可能な<b>ロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員の派遣、放射線量をはじめとする環境情報収集の支援及び作業を行う上で必要となるアクセスルート確保作業の支援等の発電所における事故収束活動を受</b>けられるように支援計画を定める。</p> <p><b>事故等発生後6日後までに、あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点を選定し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等を継続的に支援できる体制を整備する。</b>また、発電所内に配備している<b>重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段、資機材及び燃料を支援できるように</b>、社内で発電所外に保有している<b>重大事故等対処設備と同種の設備（通信連絡設備、放射線測定装置等）、食糧、その他の消耗品も含めた資機材、予備品、燃料等について、事象発生後6日後までに支援</b>できる体制を整備する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東二の締結内容を記載。</li> <li>・東二の締結内容を記載。</li> <li>・記載の適正化 (柏崎の記載反映、支援組織の活動を追記)</li> <li>・前頁から記載箇所変更</li> </ul>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(4) 手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において，重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ手順書を整備し，訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか，又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 手順書の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し，限られた時間の中において，発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため，必要となる情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，まとめる方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。                      (ほう酸水注入系(SLCS)，海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p>	<p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において，重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ手順書を整備し，訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか，又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 手順書の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し，限られた時間の中において，発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため，必要となる情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，まとめる方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。                      (ほう酸水注入系(SLCS)，海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p>	<p>(4) 手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において，重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ手順書を整備し，訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか，又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 手順書の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し，限られた時間の中において，発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため，必要となる情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，まとめる方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。(ほう酸水注入系(SLCS)，海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p>	

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p>	<p>d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p>	<p>d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p>	
<p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備                  重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，要員を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備                  重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。                  さらに，使用主体に応じた手順書として，運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。</p>	<p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備                  重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，<b>運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）</b>を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備                  重大事故等時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。                  また，手順書は使用主体に応じて，運転員が使用する<b>手順書（以下「運転操作手順書」という。）</b>及び緊急時対策要員が使用する<b>手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）</b>を整備する。                  さらに，<b>緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて，緊急時対策本部が使用する手順書，緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。</b></p>	<p>(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備                  重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう<b>に</b>，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，<b>要員</b>を確保する等の必要な体制を整備する。</p> <p>a. 手順書の整備                  重大事故等<b>発生</b>時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう<b>に</b>手順書を整備する。                  重大事故等時に使用する<b>手順書は，当直運転員が使用する「運転手順書」と，当直運転員を除いた「発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）</b>が使用する<b>手順書（以下「災害対策本部手順書」という。）</b>に分けて整備する。</p>	<p>・手順書の名称の違い                  ※1.01(4)aにて略語を定義済み</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で3号炉及び4号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p> <p>具体的には，表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。</p> <p>炉心損傷が避けられない状況においては，炉心へ注水すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い，対応が遅れることで，原子炉格納容器の破損に至ることがないよう，原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で6号炉及び7号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。</p> <p>具体的には，第5.1-1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。</p> <p>原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>(a) 全ての交流動力電源及び所内常設直流電源の喪失，安全系の機器又は計測器類の多重故障等の過酷な状態において，限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書及び災害対策本部手順書にまとめる。</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を災害対策本部手順書に整備する。</p> <p>具体的には，第1.0.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。</p> <p>原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために，注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。</p>	<p>・記載の適正化（略語を使用）</p> <p>・記載の適正化（玄海及び柏崎の記載反映，追記）</p> <p>・記載の適正化（玄海及び柏崎の記載反映，追記）</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> <p>(c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、発電所対策本部長の権限と責任において、当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> <p>(c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等時の運転操作において、当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転操作手順書を整備し、判断基準を明記する。</p> <p>重大事故等時の発電所対策本部の活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を、運転手順書に整備し、この運転手順書に従い、発電所災害対策本部長の権限と責任において、当直発電長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>その他、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に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> <p>(c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。</p> <p>重大事故等発生時の運転操作において、当直発電長が躊躇せず指示できるように、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。</p> <p>重大事故等発生時の発電所災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の災害対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、災害対策本部手順書に整備する。</p>	<p>・当直発電長がベント実施</p> <p>・記載の適正化              “災害対策要員が使用する手順書に手順書に整備する”→“手順書に整備する”              ※本項の最初に“運転手順書に整備する”と記載しているため、重複の記載を削除した。</p> <p>・記載の適正化              “災害対策要員が使用する手順書に手順書に整備する”→“手順書に整備する”              ※本項の最初に“運転手順書に整備する”と記載しているため、重複の記載を削除した。</p> <p>・記載の適正化              （玄海及び柏崎の記載反映、追記）</p> <p>・記載の適正化</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。</p> <p>なお、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。</p> <p>運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 警報に対処する運転手順書 機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用</li> <li>・ 事象の判別を行う運転手順書 原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用</li> <li>・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用</li> <li>・ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースで構成） 安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用</li> <li>・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用</li> </ul>	<p>(d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、<b>発電所内の</b>運転員と<b>緊急時</b>対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、<b>運転操作</b>手順書及び<b>緊急時</b>対策本部<b>用</b>手順書を適切に定める。</p> <p>運転<b>操作</b>手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 警報<b>発生時</b>の措置に関する<b>運転操作</b>手順書 中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作に使用</li> <li>・ <b>異常時の操作</b>に関する<b>運転操作</b>手順書（事象ベース） 単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用</li> <li>・ <b>異常時の操作</b>に関する<b>運転操作</b>手順書（徴候ベース） 事故の起因事象を問わず、<b>異常時の操作</b>に関する<b>運転操作</b>手順書（事象ベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために<b>必要な</b>対応操作に使用</li> <li>・ <b>緊急時における</b>運転<b>操作</b>に関する手順書（シビアアクシデント） <b>異常時の操作</b>に関する<b>運転操作</b>手順書（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用</li> </ul>	<p>(d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、<b>当直</b>運転員と<b>災害</b>対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び<b>災害対策本部</b>手順書を適切に定める。</p> <p>なお、<b>災害対策本部</b>手順書には、<b>火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。</b></p> <p>運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 警報処置手順書 中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作に使用</li> <li>・ <b>非常時</b>運転手順書（事象ベース） 単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用</li> <li>・ <b>非常時</b>運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 事故の起因事象を問わず、<b>非常時</b>運転手順書（事象ベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために<b>必要な</b>対応操作に使用</li> <li>・ <b>非常時</b>運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） <b>非常時</b>運転手順書Ⅱ（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用</li> </ul>	<p>体制、運用の相違</p> <p>・東二の火山影響等の自然現象に対する対応方針（玄海参考）</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。</p> <p>緊急時対策本部用手順書は、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。</p>	<p>実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所対策本部並びに通信連絡設備に関する手順書を定める。</p> <p>発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。</p>	<p>実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所対策本部並びに通信連絡設備に関する手順書を定める。</p> <p>災害対策本部は、当直運転員からの要請あるいは災害対策本部の判断により、当直運転員の事故対応の支援を行う。災害対策本部手順書には、事故状況に応じた手段等を定めた重大事故等対策要領を整備するとともに、現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、運転手順書間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。</p>	<p>・記載の適正化、運用の相違</p> <p>・記載追記（先行参考）</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。</p> <p>事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。</p> <p>ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。</p> <p>多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。</p>	<p>異常又は事故の発生時、警報発生時の措置に関する運転操作手順書により初期対応を行う。</p> <p>事象が進展した場合には、警報発生時の措置に関する運転操作手順書の記載に従い、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）に移行する。</p>	<p>異常又は事故の発生時、警報処置手順書により初期対応を行う。</p> <p>警報処置手順書に基づく対応において事象が進展した場合には、警報ごとの手順書に従い、非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、非常時運転手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については、非常時運転手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った場合は、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。</p>	<p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p> <p>・名称の違い</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。主要パラメータである重要監視パラメータと有効監視パラメータが故障等により計測不能な場合又は計器故障が疑われる場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。</p> <p>また、主要パラメータと代替パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。</p>	<p>(e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを、あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。</p> <p>整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に整理する。</p>	<p>(e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に明記する。</p> <p>重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を、あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転手順書及び災害対策本部手順書に整理する。</p> <p>整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を災害対策本部手順書に明記する。</p> <p>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を災害対策本部手順書に整理する。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、災害対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、災害対策本部手順書に整理する。</p>	<p>・名称の違い</p> <p>・記載の適正化（玄海及び柏崎の記載反映、追記）</p> <p>・名称の違い</p> <p>・記載の適正化（玄海及び柏崎の記載反映、追記）</p> <p>・名称の違い</p> <p>・記載の適正化</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。</p> <p>台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。</p> <p>竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p> <p>(添付資料 1.0.5, 1.0.6, 1.0.7, 1.0.8, 1.0.14)</p>	<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発令された場合、<b>発電用</b>原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、<b>所員の高台への避難及び扉の閉止を行い</b>、津波監視カメラ<b>及び取水槽水位計</b>による津波の継続監視を行う手順を整備する。</p> <p>台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。</p> <p>竜巻の発生が予測される場合には、車両の退避又は固縛の実施、クレーン作業の中止、<b>外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する</b>扉の閉止状態を確認する手順を整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</p>	<p>(f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておく、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。</p> <p>大津波警報が発表された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する<b>判断を定めた</b>手順を整備する。また、<b>発電所構内の避難指示及び建屋の水密扉を閉止し</b>、<b>潮位計</b>、<b>取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波の継続監視を行う手順を</b><b>運転手順書及び災害対策本部手順書に</b>整備する。</p> <p>台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する<b>手順を運転手順書に</b>整備する。</p> <p>竜巻の発生が予測される場合には、車両の退避又は固縛の実施、クレーン作業の中止、<b>建屋の水密扉等</b>の閉止状態を確認する手順を<b>運転手順書及び災害対策本部手順書に</b>整備する。</p> <p>その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を<b>運転手順書及び災害対策本部手順書に</b>整備する。</p>	<p>・反映する手順書を追記</p> <p>・反映する手順書を追記</p> <p>・反映する手順書を追記</p> <p>・反映する手順書を追記</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p>	

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p>緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の緊急時対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li>各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li>複数の教育及び訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年2回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。</li> <li>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、表1.0.2に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。</li> </ul>	<p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p><b>重大事故等に対処する要員に対して</b>、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を<b>計画的に</b>実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、<b>重大事故等に対処する</b>要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより、<b>重大事故等に対処する</b>要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><b>重大事故等に対処する</b>要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li><b>重大事故等に対処する</b>要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を<b>計画的に</b>繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li><b>重大事故等に対処する</b>要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上<b>実施する</b>。</li> <li>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第5.1-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により、<b>効率的かつ確実に</b>実施できることを確認する。</li> </ul>	<p>b. 教育及び訓練の実施</p> <p><b>当直運転員及び発電所災害対策要員は</b>、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を<b>継続的に</b>実施する。</p> <p>必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより<b>当直運転員及び災害対策</b>要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><b>各要員</b>に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li><b>各要員</b>が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を<b>年1回以上、毎年</b>繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li><b>各要員</b>の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上の<b>実施頻度に見直す</b>。</li> <li>重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、<b>表1.0.2に示す</b>「重大事故等対策における操作の成立性」の<b>必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように</b>、教育及び訓練により<b>効果的かつ確実に</b>実施できることを確認する。</li> </ul>	<p>・記載の適正化</p> <p>・記載の適正化</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。</p> <p>現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。</p>	<p>・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。</p> <p><b>重大事故等に対処する要員に対して</b>、重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処できるよう、<b>重大事故等に対処する要員</b>の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等<b>に対処する</b>要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>重大事故等<b>時</b>にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、<b>重大事故等に対処する要員</b>の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。</p>	<p>・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。</p> <p><b>当直運転員及び災害対策要員の対象者については</b>、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるように、<b>各要員</b>の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。</p> <p>重大事故等<b>対策活動のための</b>要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。</p> <p>計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。</p> <p>(a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等<b>発生時</b>の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。</p> <p>重大事故等<b>が発生した場合</b>にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、<b>当直運転員及び災害対策要員</b>の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。</p>	<p>・記載の適正化</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(b) 緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。</p> <p>運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。</p> <p>重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。</p>	<p>(b) <b>重大事故等に対処する</b>要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>現場作業に当たっている<b>緊急時対策</b>要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための<b>演習</b>等を計画的に実施する。</p> <p>運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また、重大事故等時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。</p> <p>実施組織の<b>緊急時対策</b>要員に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型<b>重大事故等対処</b>設備を使用した<b>給水</b>確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では、訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。</p>	<p>(b) <b>当直運転員及び災害対策</b>要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう<b>に</b>、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を<b>実施する</b>。</p> <p>現場作業に当たっている<b>災害対策</b>要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう<b>に</b>、<b>当直</b>運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p> <p>重大事故等<b>発生</b>時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための<b>訓練</b>等を定期的に計画する。</p> <p><b>当直</b>運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう<b>に</b>計画的に実施する。また、重大事故等<b>が発生した</b>時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。</p> <p><b>災害対策本部</b>の実施組織の要員に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した<b>注水</b>確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の<b>取り</b>扱い方法の習得を図るための<b>個別</b>訓練を、訓練<b>ごと</b>に<b>実施</b>頻度を定めて実施する。<b>個別</b>訓練は、訓練<b>ごと</b>の訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。</p>	<p>・記載の適正化</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・記載の適正化（柏崎の記</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の緊急時対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p> <p>(c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。</p> <p>緊急時対策本部要員のうち設備の保守を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。</p> <p>重大事故等の対策については、緊急時対策本部要員が、各役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。</p>	<p>実施組織及び支援組織の緊急時対策要員に対しては、要員の役割に応じて、重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p> <p>(c) 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。</p> <p>運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。</p> <p>緊急時対策要員は、要員の役割に応じて、技能訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。</p> <p>重大事故等対策については、緊急時対策要員が、要員の役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの敷設接続、放出される放射性物質の濃度・放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を自らが行う。</p>	<p>災害対策要員である実施組織及び支援組織に対しては、アクシデントマネジメントの概要、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達の一連の災害対策本部の機能、支援組織の位置付け、実施組織と支援組織の連携を含む災害対策本部の構成及び手順書の構成に関する机上教育とともに、災害対策本部の各要員に応じて、災害対策に係る訓練を実施する。</p> <p>(c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らも行って部品交換等の実務経験を積むことが必要なため、以下の活動を行う。</p> <p>当直運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。</p> <p>災害対策要員のうち研修班員は、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた社内規程に基づき、現場において、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工所要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。</p> <p>重大事故等対策については、災害対策要員が、要員の役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの敷設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>東二の実施計画を反映（玄海及び柏崎の記載に追加）</li> <li>東二の実施計画を反映（玄海及び柏崎の記載に追加）</li> <li>記載の適正化</li> <li>東二の体制の名称の違い</li> <li>東二の運用を記載</li> <li>東二の体制の名称の違い</li> </ul>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(d) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。</p> <p>(e) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p> <p>それらの情報及びマニュアルを用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。</p> <p>(添付資料 1.0.9, 1.0.12)</p>	<p>(d) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。</p> <p>(e) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。</p> <p>それらの情報及びマニュアルを用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。</p>	<p>(d) 重大事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。</p> <p>(e) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるように，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を実施する。</p> <p>それらの情報及び手順書・社内規程を用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。</p>	

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>【解説】</p> <p>3 体制の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>b) 実施組織とは，運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>c) 実施組織は，工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>d) 支援組織として，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策の実施が必要な状況においては，実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また，あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>b) 実施組織とは，運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>c) 実施組織は，工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>d) 支援組織として，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策の実施が必要な状況においては，実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また，あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は，以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>b) 実施組織とは，運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>c) 実施組織は，工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>d) 支援組織として，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において，重大事故等対策の実施が必要な状況においては，実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また，あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p>	

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p>	<p>f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p>	<p>f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p>	
<p>c. 体制の整備                      重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p>	<p>c. 体制の整備                      重大事故等時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p>	<p>c. 体制の整備                      重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。</p>	

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。</p> <p>所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。</p> <p>本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。</p> <p>緊急時対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。</p>	<p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。</p> <p>所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。</p> <p>発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、副原子力防災管理者の中からあらかじめ定めた順位で代行者を指定する。</p> <p>発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。</p>	<p>(a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>重大事故等対策の実施が必要な状況において、事故原因の除去等の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長は、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常召集、通報連絡を行い、所長を災害対策本部長とする発電所災害対策本部を設置して対処する。</p> <p>所長（原子力防災管理者）は、災害対策本部の本部長として、災害対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。</p> <p>本部長の下に本部長代理を設置し、本部長代理は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。</p> <p>災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。</p>	<p>・東二の運用</p>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応，復旧活動に活かす，組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう，専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また，各班の役割分担，責任者である班長（管理職）を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p>	<p>通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応，復旧活動に活かすことができ，組織が効率的に重大事故等対策を実施できるよう，専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また，各班の役割分担，対策の実施責任を有する班長を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>当社は，福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め，米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System(ICS)を参考に，重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できる体制を整備する。</p>	<p>また，災害対策本部は，通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実施経験が災害対策本部での事故対応，復旧活動に活かすことができ，組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように，専門性及び経験を考慮した作業班で構成する。</p> <p>災害対策本部は，本部長，本部長代理，本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と，七つの作業班で構成され，役割分担に応じて対処する。</p> <p>災害対策本部において，指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。</p> <p>あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転班本部員に実施の報告が上がってくることになる。</p> <p>災害対策本部の機能を担う要員の規模は，対応する事故の様相及び事故の進展や収束の状況により異なるが，ブルーム通過の前，ブルーム通過中及びブルーム通過後も，要員の規模を拡大及び縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。</p> <p>格納容器ベントに伴ってブルームが通過する際には，ブルーム通過時においても，緊急時対策所，中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室にて監視及び操作に必要な災害対策要員を残す。それ以外の災害対策要員は，ブルームが通過する前に原子力事業所災害対策支援拠点に一時退避するが，ブルームが通過したと判断され次第，災害対策本部の体制がブルーム通過時の体制から重大事故時の対応体制に移行するのに合わせて，発電所に招集する。</p>	<p>・ブルーム通過時の災害対策本部体制に係わる記載を追加</p>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（玄海町及び唐津市圏内）に3号炉及び4号炉の発電用原子炉主任技術者を2名配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の発電所対策本部において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者については、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者又は代行者をそれぞれ1名待機させる。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の災害対策本部において、その職務に支障を来すことがないよう、独立性が確保できる配置とし、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</p> <p>また、発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、災害対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた場合、災害対策本部に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。</p>	<p>備考</p> <p>・東二の立地隣接を記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(b) 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、                      保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な                      役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制                      を整備する。</p> <p>運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必                      要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。</p> <p>保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づ                      づく措置並びに消火活動を行う。</p> <p>安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）にお                      ける放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対                      策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入                      制限区域の設定管理、中央制御室及び代替緊急時対策所並                      びに緊急時対策所（緊急時対策棟内）におけるチェンジ                      ングエリア設置を行う。</p> <p>土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及び                      それに基づく措置を行う。</p> <p>(c) 実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下                      のとおり対応できる組織とする。</p> <p>緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合におい                      て、本部長の指示により3号炉及び4号炉ごとに指名した                      指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検                      討を行う。</p>	<p>(b) 実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直（運転                      員）、復旧班、自衛消防隊により構成し、必要な役割の分                      担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備す                      る。</p> <p>号機統括は、対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防                      止に関わる対応の統括を行う。</p> <p>号機班は、当直（運転員）からの重要パラメータの入                      手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報                      提供を行う。</p> <p>当直（運転員）は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わ                      るプラントの運転操作を行う。</p> <p>復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型                      重大事故等対処設備の準備と操作、及び不具合設備の復旧                      を行う。</p> <p>自衛消防隊は、火災発生時における消火活動を行う。</p> <p>(c) 実施組織は、複数号炉において同時に重大事故等が発生                      した場合においても対応できる組織とする。</p> <p>発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合におい                      て、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、発電                      所対策本部長が活動方針を示し、号炉ごとに配置された号                      機統括は、対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラ                      ント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用い                      た対応、不具合設備の復旧等の統括を行う。</p>	<p>(b) 実施組織は、当直、重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応                      要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。</p> <p>実施組織の要員は、庶務班（アクセスルートの確保、消火活動等                      の実施）、保修班（給水確保及び電源確保に伴う措置等の実施）及び                      運転班（事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施）                      で構成され、各班には必要な指示を行う班長を配置する。</p> <p>(c) 隣接する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必                      要な事象が発生した場合、災害対策本部は各発電所の状況や使用可                      能な設備、事象の進展等の状況を共有し、東海発電所長及び東海第                      二発電所長を兼務する災害対策本部長が対応すべき優先順位の最                      最終的な判断を行う。</p>	<p>・東二組織体制との相違                      [添付資料 1.0.10]</p> <p>・隣接する東海発電所によ                      る影響</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して3号炉及び4号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。</p> <p>実施組織は号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。</p> <p>複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。</p> <p>各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p>	<p>複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して6号及び7号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。</p> <p>また、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任し、担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。</p> <p>各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。</p> <p>また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、各号炉の発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき、重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。</p>	<p>また、情報の混乱により通報連絡が遅れることのないように、通報連絡を行う情報班を設け、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に定められた通報連絡先へ円滑に通報連絡を行う体制とする。</p> <p>東海第二発電所の発電用原子炉主任技術者は、東海第二発電所の保安監督を誠実かつ、最優先に行う。</p> <p>発電用原子炉主任技術者の選任については、隣接する東海発電所は廃止措置中であり、かつ、全燃料取り出し済みである。</p> <p>このため、東海発電所において重大事故等は発生せず、複数号炉の同時被災を考慮する必要が無いことから、東海第二発電所のみ発電用原子炉主任技術者を選任している。</p>	<p>・単機プラントであるため同時発生の記事は無く、通報連絡体制についてのみ記載。</p> <p>・隣接する東海発電所に係る記載（重大事故等が発生しないことを記載）</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(d) 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。</p> <p>運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。</p> <p>総括班は、緊急時対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。</p> <p>広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。</p> <p>総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。</p> <p>原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。</p> <p>これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。</p>	<p>(d) 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。</p> <p>計画・情報統括は、事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。</p> <p>計画班は、プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。</p> <p>保安班は、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示を行う。</p> <p>実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、対外対応統括及び総務統括を配置し、通報班、立地・広報班、資材班及び総務班で構成する。</p> <p>対外対応統括は、対外対応活動の統括を行う。</p> <p>通報班は、対外関係機関へ通報連絡等を行う。</p> <p>立地・広報班は、自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。</p> <p>総務統括は、発電所対策本部の運営支援の統括を行う。</p> <p>資材班は、資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。</p> <p>総務班は、要員の呼集、食糧・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示等を行う。</p>	<p>(d) 災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。</p> <p>支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等）、放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等）、保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示、不具合設備の応急復旧及び技術的助言、放射性物質の汚染除去等）、運転班（プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。</p> <p>支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店（東京）（以下「本店」という。）対策本部及び社外機関との連絡調整等）、広報班（発生した事象に関する広報、関係地方公共団体の対応、報道機関等の社外対応、発電所内外へ広く情報提供等）、庶務班（災害対策本部の運営、防災資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置等）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と、班員に対して具体的な作業指示や作業状況を本部に報告する班長を配置する。</p>	<p>・東二の災害対策本部体制と役割との相違</p> <p>・本店が東京に所在していることを定義付け。</p> <p>・本部員と班員の役割を明確に記載                  [添付資料 1.0.10]</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性のある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。</p> <p>休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。</p> <p>緊急時対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員（当直員）及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員（当直）及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。</p>	<p>(e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象）においては原子力警戒態勢を、また、特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等対策を実施する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。</p>	<p>(e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では、公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原災法第10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象）、特定事象又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては、非常事態を宣言し、要員の非常招集、通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所警戒本部又は災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。</p> <p>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるように、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。</p> <p>災害対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、統括待機当番者（副原子力防災管理者）の指揮の下、当直運転員及び重大事故等対応要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、統括待機当番者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら、当直運転員及び重大事故等対応要員へ指示を行う。当直運転員及び重大事故等対応要員は、統括待機当番者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。</p>	<p>・原災法の略称は定義済み</p> <p>・記載の適正化 （玄海の記載反映、追記）</p> <p>・東二の体制の名称</p> <p>・東二体制を記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度5弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員（指揮者等）4名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名、初動の運転対応及び保守対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動対応要員」という。）20名、並びに初動後の保守対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動後対応要員」という。）16名の合計52名を確保する。</p> <p>なお、号炉ごとの指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。</p> <p>また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に常時確保する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員（指揮者等）と初動後対応要員は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。</p>	<p>非常召集する<b>緊急時対策</b>要員への連絡については、<b>自動呼出・安否確認</b>システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、<b>自動呼出・安否確認</b>システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、<b>新潟県内</b>で震度6弱以上の地震の発生により、<b>発電所に自動参集する体制を整備する</b>。</p> <p>重大事故等が発生した場合に<b>速やか</b>に対応するため、<b>6号及び7号炉</b>の重大事故等に対処する要員として、<b>発電所内に緊急時対策要員44名</b>、運転員<b>18名</b>、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊<b>10名</b>の合計<b>72名</b>を確保する。</p> <p>また、参集する<b>緊急時対策要員</b>として、<b>被災後6時間を目途に40名程度</b>、<b>被災後10時間以内に106名</b>を確保する。</p> <p>なお、<b>6号及び7号炉のうち、1プラント運転中、1プラント運転停止中※</b>においては、<b>運転員を13名とし、また2プラント運転停止中※</b>においては、<b>運転員を10名</b>とする。</p> <p>※<b>発電用</b>原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間</p> <p>重大事故等が発生した場合、<b>緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。</b></p>	<p>非常召集する要員への連絡については、<b>一斉通報</b>システム又は電話を活用する。なお、地震により通信障害等が発生し、<b>一斉通報</b>システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、<b>発電所周辺地域（東海村）</b>で震度6弱以上の地震が発生した場合には、<b>各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。</b></p> <p>重大事故等が発生した場合に<b>すみやか</b>に対応するため、重大事故等に対処する要員として、<b>災害対策要員21名</b>、<b>当直運転員7名</b>、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊<b>11名</b>の合計<b>39名</b>を確保する。</p> <p>また、参集する<b>災害対策要員</b>として、<b>発電所敷地内に待機する39名を除く要員71名（拘束当番）</b>を確保する。          中央制御室の当直運転員は、当直発電長、当直副発電長、当直運転員の計7名／直を配置している。なお、原子炉運転停止中※については、当直運転員を5名／直とする。</p> <p>※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間</p> <p><b>参集する災害対策要員については、多くの要員が東海村内に居住していることから、非常召集から2時間後には、重大事故等対応に必要な要員が参集すると評価しているが、参集性をより高めるため、運転操作、給水確保及び電源確保に係る役割を担う要員は、その要員の居住地に応じて発電所近傍に待機させる。</b>  <b>発電所外から要員が参集するルートは、発電所正門を通行して参集するルートを使用する。発電所正門を通行した参集ルートが使用できない場合は、発電所正門以外を通行する参集ルートとする。また、隣接事業所との合意文書に基づき、隣接事業所の敷地内を通行して発電所に参集する。</b>  <b>なお、隣接事業所の敷地内の道路上に、災害対策要員の通行に支障をきたす障害物等が確認された場合には、協議の上、当社が障害物等の撤去を行うことが可能である。</b></p>	<p>・東二の初動体制の人数</p> <p>・東二の災害対策本部(全体体制)を構築するための参集要員の人数</p> <p>・東二特有；拘束当番者の参集性を評価</p> <p>・東二特有；流動性の少ない特異な作業を行う要員を発電所近傍に待機させる運用を記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。</p> <p>当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。</p> <p>緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。</p> <p>(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（b）項及び（d）項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。</p>	<p>重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、<b>重大事故等に対処する</b>要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の<b>重大事故等に対処する</b>要員に欠員が生じた場合は、夜間<b>及び</b>休日（平日の勤務時間帯以外）を含め<b>重大事故等に対処する</b>要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた<b>重大事故等に対処する要員の</b>体制に係る管理を行う。</p> <p><b>重大事故等に対処する</b>要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる<b>重大事故等に対処する</b>要員で、安全が確保できる<b>発電用</b>原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間<b>及び</b>休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な<b>緊急時対策</b>要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</p> <p>(f) <b>発電所における</b>重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班<b>並びに当直（運転員）</b>の機能は、上記 b. 項及び d. 項のとおり明確にするとともに、責任者として<b>配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長</b>を配置する。</p>	<p>重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、<b>社員で対応できるように</b>要員を確保する。</p> <p>病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の要員に欠員が生じた場合は、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。</p> <p><b>必要な</b>要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する</p> <p>また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう<b>に</b>、定期的に<b>通報</b>連絡訓練を実施する。</p> <p>(f) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記（a）項、（b）項及び（d）項のとおり明確にするとともに、<b>各班に</b>責任者として<b>本部員及び班長</b>を配置する。</p>	

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(g) 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は3号炉及び4号炉ごとに指揮者を指名する。</p> <p>号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。</p> <p>本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。</p> <p>実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。</p> <p>(h) 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。</p> <p>支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を備えた代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を整備する。</p>	<p>(g) 重大事故等対策の判断については全て発電所にて行うこととし、発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>発電所対策本部長は、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動方針の決定を行う。</p> <p>発電所対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合は、副原子力防災管理者が、あらかじめ定めた順位に従い代行する。</p> <p>統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。</p> <p>当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。</p> <p>(h) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り、迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。</p> <p>支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。</p>	<p>(g) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長についても不在の場合に備え、代行者をあらかじめ明確にする。</p> <p>当直発電長が急病等により勤務の継続が困難となった場合は、発電長代務者が中央制御室へ到着するまでの間、運転管理に当たっている当直副発電長が代務に当たることをあらかじめ定めている。</p> <p>(h) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。</p> <p>支援組織が、重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。</p>	<p>・記載の適正化</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・当直発電所不在時の運転管理について追記。（先行参考）</p> <p>・東二の設備を記載</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。</p> <p>また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。</p> <p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。</p> <p>また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>	<p>実施組織が、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう照明機器等を整備する。</p> <p>これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため、夜間においても速やかに現場へ移動する。</p> <p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、東京本社の原子力施設事態即応センターに設置する本社の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）、国、関係自治体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の通報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本社対策本部と発電所対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本社対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本社対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>	<p>実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型有線通話装置、無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようにヘッドライト及びランタン等を整備する。</p> <p>これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため、夜間においても速やかに現場へ移動する。</p> <p>(i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部、国、関係地方公共団体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、災害対策本部の各班の報告をもとに情報班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、本店対策本部と災害対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>	<p>・記載の適正化（柏崎の記載反映）</p>

玄海原子力発電所／柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長（原子力防災管理者）は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに発電本部長（原子力管理）へ報告する。</p> <p>発電本部長（原子力管理）は、緊急時対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。発電本部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。</p> <p>社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。</p> <p>なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。</p> <p>本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。</p> <p>本店対策本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。</p>	<p>(j) 重大事故等時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所において、警戒事象、特定事象又は<b>原子力災害対策特別措置法</b>第15条第1項に該当する事象が発生した場合、<b>所長（原子力防災管理者）は原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告する。</b></p> <p>報告を受けた<b>本社原子力運営管理部長は直ちに</b>社長に報告し、社長は<b>本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢</b>を発令する。<b>本社原子力運営管理部長</b>から連絡を受けた<b>本社総務統括は、本社における緊急時対策要員を非常召集する。</b></p> <p>社長は、<b>本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢</b>を発令した場合、<b>速やかに東京本社の原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置し、本社対策本部長としてその職務を行う。</b>社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、<b>本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。</b></p> <p><b>本社対策本部長は、本社対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本社対策本部長を補佐する。本社対策本部の各統括及び各班長は本社対策本部長がう災害対策活動を補佐する。</b></p> <p>本社対策本部は、<b>原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル&amp;パワー株式会社、東京電力パワーグリッド株式会社、東京電力エナジーパートナー株式会社）のことをいう。）</b>での体制とし、<b>発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。</b></p>	<p>(j) 重大事故等<b>発生</b>時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。</p> <p>発電所において、警戒事象、特定事象又は<b>原災法</b>第15条第1項に該当する事象が発生した場合<b>においては、非常事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。</b></p> <p>報告を受けた<b>本店発電管理室長はただちに</b>社長に報告し、社長は<b>本店における非常事態</b>を発令する。<b>本店発電管理室長</b>から連絡を受けた<b>本店庶務班長は、本店における本店対策本部組織の要員を非常召集する。</b></p> <p>社長は、<b>本店における非常事態</b>を発令した場合、<b>すみやかに本店対策本部</b>を設置し、<b>本店対策本部長</b>としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、<b>本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。</b></p> <p><b>社長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は、本部長が行う災害対策活動を補佐する。</b></p> <p><b>本店対策本部は、全社での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるように支援する。</b></p>	<p>・記載の適正化                      （玄海及び柏崎の記載反映、追記）</p> <p>・東二体制名称との相違</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（発電本部部長（原子力管理））に指示する。</p> <p>本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。</p> <p>本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p>	<p>本社対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本社対策本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。</p> <p>本社対策本部は、復旧統括、計画・情報統括、対外対応統括、総務統括及び支援統括を配置し、発電所の復旧方法検討・立案等を行う復旧班、本社対策本部内での情報共有等を行う情報班、事故状況の把握・進展評価等を行う計画班、放射性物質の放出量評価等を行う保安班、関係官庁への通報連絡等を行う官庁連絡班、報道機関対応等を行う広報班、発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班、通信連絡設備の復旧・確保の支援等を行う通信班、発電所の職場環境の整備等を行う総務班、現地医療体制整備支援等を行う厚生班、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達・搬送等を行う資材班、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営等を行う後方支援拠点班、官庁への支援要請等を行う支援受入調整班及び他の原子力事業者からの支援受入調整等を行う電力支援受入班で構成する。</p> <p>本社対策本部長は、発電所における重大事故等対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社支援統括に指示する。</p> <p>本社支援統括は、あらかじめ選定している施設の候補の中から、放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。</p> <p>また、本社対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。</p>	<p>本店対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本部長とした指揮命令系統を明確にし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。</p> <p>情報班は、事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整、社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告等を行う。</p> <p>庶務班は、通信施設の確保、要員の確保、応援計画案の作成及び各班応援計画の取りまとめ等を行う。</p> <p>広報班は、報道機関等との対応、広報関係資料の作成、応援計画案の作成等を行う。</p> <p>技術班は、原子炉・燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設・環境調査施設の健全性確認、災害対策本部が行う応急活動の検討、応援計画案の作成等を行う。</p> <p>放射線管理班は、放射線管理に係る事項の検討、個人被ばくに係る事項の検討、応援計画の作成等を行う。</p> <p>保健安全班は、緊急被ばく医療に係る事項の検討、応援計画案の作成等を行う。</p> <p>社長は、発電所における重大事故等対策の実施を支援するために、原災法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本店庶務班長に指示する。</p> <p>本店庶務班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。</p> <p>本店庶務班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策拠点を運営し、災害対策に必要な資機材等の支援を実施する。</p> <p>本店庶務班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、支援が受けられる体制を整備する。</p>	<p>・東二災害対策本部体制による役割を記載。                  [添付資料 1.0.10]</p>

【対象項目：1.0 重大事故等対策における共通事項】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異無し）  
 黄色塗りつぶし：10月6日提出版コメント反映及び変更箇所

玄海（2017年1月）	柏崎（2017年8月）	東海第二（案）	備考
<p>(k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心とな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>重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。</p> <p>また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。</p> <p>(添付資料 1.0.10, 1.0.11, 1.0.15)</p>	<p>(k) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本社対策本部が中心となり、プラントメーカ、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替部品をあらかじめ確保する。</p> <p>また、重大事故等時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。</p>	<p>(k) 本店対策本部は、全社での体制とし、重大事故等の拡大防止を図り、特に中長期の対応について災害対策本部の活動を支援することを役割としている。このため、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合には、本店対策本部が中心となり、プラントメーカ及び協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備するとともに、主要な設備*の取替物品をあらかじめ確保する。</p> <p>※主要な設備とは、短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため、長期的に使用する設備等をいう。</p> <p>また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策やプラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるように、プラントメーカとの間で支援体制を整備している。</p>	<p>・全社的な体制であることを明記</p> <p>・“主要な設備”を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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 style="padding-left: 20px;">a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 40px;">(a) 原子炉緊急停止</p> <p style="padding-left: 40px;">(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 style="padding-left: 40px;">(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 style="padding-left: 40px;">(d) ほう酸水注入</p> <p style="padding-left: 40px;">(e) 制御棒挿入</p> <p style="padding-left: 40px;">(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 style="padding-left: 40px;">(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p style="padding-left: 20px;">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>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 style="padding-left: 20px;">a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 40px;">(a) 原子炉緊急停止</p> <p style="padding-left: 40px;">(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</p> <p style="padding-left: 40px;">(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p style="padding-left: 40px;">(d) 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 style="padding-left: 40px;">(e) ほう酸水注入</p> <p style="padding-left: 40px;">(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制</p> <p style="padding-left: 40px;">(g) 制御棒挿入</p> <p style="padding-left: 40px;">(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p style="padding-left: 20px;">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) 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）</p> <p>(2) 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>(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>東二は「選択制御棒挿入機構」を原子炉出力の抑制に有効な手段であると判断し選定。</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>1</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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><b>【要求事項】</b></p> <p>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><b>【解釈】</b></p> <p>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>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>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。</p> <p>(2) BWR</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(3) PWR</p> <p>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。</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>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><b>【要求事項】</b></p> <p>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><b>【解釈】</b></p> <p>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>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>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。</p> <p>(2) BWR</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(3) PWR</p> <p>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。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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移行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>東二は対処設備の本格的な設置工事前であることから方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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応設備として、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応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第1.1.1図）。</p> <p>重大事故等対応設備のほかに、<b>設計基準事故対応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<sup>*1</sup></b>を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対応設備により、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、<b>設計基準事故対応設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</b></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、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系の故障を想定する。サポート系故障（<b>電源喪失</b>）は、原子炉緊急停止系の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。</p> <p>設計基準事故対応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応設備、<b>設計基準事故対応設備及び自主対策設備</b>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応設備、対応に使用する重大事故等対応設備、<b>設計基準事故対応設備及び自主対策設備と整備する手順</b>についての関係を第1.1.1表に整理する。</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応設備として、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応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第1.1-1図）。</p> <p>重大事故等対応設備の他に、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<sup>*1</sup>を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対応設備により、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>(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、運転時の異常な過渡変化時のフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系の故障による<b>機能喪失</b>を想定する。サポート系故障（<b>駆動源喪失</b>）は、原子炉緊急停止系の電源<b>又は計器用空気</b>が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。</p> <p>設計基準事故対応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応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応設備、対応に使用する重大事故等対応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1.1-1表に整理する。</p>	<p>東二の整理として本事象に対応する設備は、重大事故等対応設備か自主対策設備としている。よって、設計基準事故対応設備による手段は、重大事故等対応設備か自主対策設備に位置づけて整理している。</p> <p>（以下、記載方針の相違<sup>*1</sup>）</p> <p>記載方針の相違<sup>*1</sup></p> <p>東二はサポート系故障として<b>電源及び計装空気と整理し、「駆動源喪失」としている。設備の違いから柏崎は電源のみの整理としている。</b></p> <p>記載方針の相違<sup>*1</sup></p> <p>記載方針の相違<sup>*1</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒の緊急挿入により、発電用原子炉を緊急停止する手段がある。</p> <p>i. 原子炉手動スクラム</p> <p>中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手動スクラムボタン</li> <li>・原子炉モードスイッチ「停止」</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構（水圧駆動）</li> <li>・制御棒駆動系配管</li> <li>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul> <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>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>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒挿入により、原子炉を緊急停止する手段がある。</p> <p>i) 原子炉手動スクラム</p> <p>中央制御室から手動により原子炉を緊急停止する。原子炉手動スクラムに使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・手動スクラム・スイッチ</li> <li>・原子炉モード・スイッチ「停止」</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構</li> <li>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul> <p>ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入</p> <p>原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）設定点の信号により、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。また、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）※2を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、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。</p>	<p>東二は設備の添付八の記載と合わせ、主要な設備を本文に記載し、関連設備は「第1.1-1表」に整理することとしている。</p> <p>（以下、記載方針の相違*2）</p> <p>東二は制御棒挿入する設備の駆動源として、「水圧駆動」のみであるが、柏崎は「水圧駆動」及び「電動駆動」の駆動源を有している。</p> <p>（以下、設計方針の相違*2）</p> <p>東二は原子炉の冷温停止を達成するための制御棒挿入状態として「全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）」としている。</p> <p>なお、柏崎は「ペアロッド1組又は制御棒1本より多くの制御棒が未挿入の場合」としている。</p> <p>（以下、設計方針の相違*3）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> <li>・ 制御棒</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒駆動機構（水圧駆動）</li> <li>・ 制御棒駆動系配管</li> <li>・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> <li>・ 非常用交流電源設備</li> </ul> <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>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>代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 手動スイッチ</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒</li> <li>・ 制御棒駆動機構</li> <li>・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul> <p>※2：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。</p> <p>(b) 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制御棒を挿入し原子炉の出力を抑制する手段がある。</p> <p>i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</p> <p>低炉心流量高出力領域に入った場合に原子炉の出力を制御し，安定性の余裕を確保するため，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する。また，上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」及び「1.1.1(2) a. (a) ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は，中央制御室からの手動操作により選択制御棒挿入機構を作動させ，あらかじめ選択された制御棒を挿入する。</p> <p>選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 選択制御棒挿入機構</li> <li>・ 制御棒</li> <li>・ 制御棒駆動機構</li> <li>・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul> <p>(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>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により，原子炉の出力を抑制する手段がある。</p>	<p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は手動操作を行う操作スイッチを設置許可基準規則第44条に適合する設備として整理。          （以下，記載方針の相違*<sup>3</sup>）          柏崎と相違はなし。</p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>「最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）」の定義を記載。          設計方針の相違*<sup>1</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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"> <li>・ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul> <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>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。</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自動減圧系の起動阻止スイッチ</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul>	<p>i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）設定点の信号により代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動し、自動で原子炉再循環ポンプをトリップさせることで、炉心流量が低下し原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。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させる。</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は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</li> <li>・原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ</li> <li>・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ</li> </ul> <p>(d) 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>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、原子炉の自動による減圧を防止する手段がある。</p> <p>i) 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>上記「1.1.1(2) a. (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」により原子炉出力を抑制した後、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の自動起動を阻止し、自動減圧による原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。</p> <p>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は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自動減圧系の起動阻止スイッチ</li> </ul>	<p>東二は表題を記載</p> <p>東二は「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」のうち原子炉水位に係る作動条件は原子炉水位異常低下（レベル2）設定点の信号のみ。</p> <p>東二は再循環ポンプトリップによる出力抑制効果について記載。</p> <p>記載方針の記載*<sup>2</sup></p> <p>原子炉の出力制御機能としては柏崎と相違なし。</p> <p>記載方針の記載*<sup>3</sup></p> <p>東二は手段及び手段の概要を分けて記載することで、条文内の記載を統一しているが、記載内容については柏崎と相違なし。</p> <p>東二は表題を記載</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(d) ほう酸水注入</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>・ほう酸水注入系貯蔵タンク</li> <li>・ほう酸水注入系配管・弁</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul>	<p>(e) ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする手段がある。</p> <p>i) ほう酸水注入</p> <p>上記「1.1.1(2) a. (d) i) 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」を実施した後、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力サプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合に、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により原子炉を未臨界にする。</p> <p>また、ATWS発生時に不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）を確認※3した場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入することとしている。</p> <p>ほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入ポンプ</li> <li>・ほう酸水貯蔵タンク</li> </ul> <p>※3：複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合又は複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合に中性子束振動と判断する。</p>	<p>東二は表題を記載。</p> <p>東二は関連する設備やパラメータの状態を確認し、ほう酸水注入を実施することとしており、サプレッション・プール水温等による判断基準を設けている。なお、サプレッション・プール水温の設定については、原子炉蒸気の凝縮性能維持のため設けられている。また、出力振動についても関連するパラメータを確認し、ほう酸を注入することとしている。</p> <p>（以下、設計方針の相違*4）</p> <p>記載方針の相違*2</p> <p>中性子束振動の判断基準を明記。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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、自動又は手動操作により制御棒を挿入する手段がある。</p> <p>i. 制御棒自動挿入</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> <li>・制御棒操作監視系</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構（電動駆動）</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul>	<p>(f) 原子炉水位低下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の出力を抑制する手段がある。</p> <p>i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制</p> <p>上記「1.1.1(2) a. (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」を実施しても、原子炉出力が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において、原子炉出力が3%以上の場合に、中央制御室からの手動操作により原子炉圧力容器内の水位を低下させることで、原子炉内の冷却材の自然循環に必要な水頭圧が低下し自然循環流量が減少する。この結果、原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。なお、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。</p> <p>原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン駆動給水ポンプ</li> <li>・電動駆動給水ポンプ</li> <li>・給水制御系</li> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・高圧炉心スプレイ系ポンプ</li> </ul> <p>(g) 制御棒挿入</p> <p>ATWSが発生した場合に、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」及び「1.1.1(2) a. (a) ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は、手動操作による制御棒挿入により制御棒を挿入する手段がある。</p>	<p>柏崎は「1.1.1(2) a. (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」に整理。</p> <p>（比較表ページ10）</p> <p>なお、東二と柏崎の相違点として、東二は給水系として電動駆動給水ポンプのほか原子炉出力が55%以上を判断した場合に用いるタービン駆動給水ポンプを選定。</p> <p>また、東二の高圧炉心スプレイ系ポンプと柏崎の高圧炉心注水系は設備の相違があるものの機能は同等である。</p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 制御棒手動挿入</p> <p>中央制御室でのスクラムテストスイッチ及び原子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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラムテストスイッチ</li> <li>・原子炉緊急停止系電源スイッチ</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構（水圧駆動）</li> <li>・制御棒駆動系配管</li> <li>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul> <p>制御棒を手動で電動挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒操作監視系</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構（電動駆動）</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul> <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>i) 制御棒挿入</p> <p>中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作，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，現場でのスクラム個別スイッチの操作，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入又は現場での制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水により制御棒を挿入する。</p> <p>制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ</li> <li>・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁</li> <li>・スクラム個別スイッチ</li> <li>・制御棒手動操作系</li> <li>・制御棒駆動系配管・弁</li> <li>・制御棒</li> <li>・制御棒駆動機構</li> <li>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</li> </ul>	<p>東二は「スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作」及び「制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水」による制御棒の挿入手段を整備しているが，柏崎は設備の違いにより，記載なし。</p> <p>（以下，設計方針の相違*<sup>5</sup>）</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は「1.1.1(2)a.(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制」に整理。</p> <p>（比較表ページ9）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>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。</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"> <li>・給水制御系</li> <li>・給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・高圧炉心注水系</li> </ul> <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>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>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、高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ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>(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.1.1(2) a. (a) 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）、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ、制御棒、制御棒駆動機構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づける。</p> <p>「1.1.1(2) a. (b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち、制御棒、制御棒駆動機構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づける。</p> <p>「1.1.1(2) a. (c) 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）、原子炉再循環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は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.1.1(2) a. (d) 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づける。</p> <p>「1.1.1(2) a. (e) 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及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。</p>	<p>東二は「1.1.1(2) a. (f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制」に整理。                      （比較表ページ9）</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup>                      記載方針の相違*<sup>3</sup>                      柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけている。                      （以下、記載方針の相違*<sup>4</sup>）                      東二は重大事故等対処設備と自主対策設備で整理しており、重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけはなし。</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup>                      記載方針の相違*<sup>3</sup>                      記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup>                      記載方針の相違*<sup>4</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、<b>発電用原子炉</b>を緊急に停止できない場合においても<b>原子炉出力</b>を抑制し、<b>発電用原子炉</b>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。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<b>手動スクラムボタン</b>、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<b>発電用原子炉</b>が<b>自動で緊急停止</b>しなかった場合に、<b>手動スクラムボタン</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<b>緊急挿入</b>を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<b>主スクラム回路</b>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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<p>「1.1.1(2) a. (f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.1.1(2) a. (g) 制御棒挿入」で使用する設備のうち、制御棒、制御棒駆動機構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づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、<b>原子炉</b>を緊急に停止できない場合においても<b>原子炉の出力</b>を抑制し、<b>原子炉</b>を未臨界に移行することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<b>手動スクラム・スイッチ</b>及び原子炉モード・スイッチ「停止」                      運転時の異常な過渡変化時において、<b>原子炉</b>が<b>自動スクラム</b>しなかった場合に、<b>手動スクラム・スイッチ</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<b>スクラム動作</b>を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<b>原子炉緊急停止系の回路</b>を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置づけない。</li> <li>・<b>選択制御棒挿入機構</b>                      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るため未臨界の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。</li> </ul>	<p>柏崎は「1.1.1(2)a. (g) ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備」に整理。                      柏崎と手段として相違なし                      （比較表ページ13）</p> <p>柏崎は「1.1.1(2)a. (g) ・制御棒駆動機構（電動駆動）、制御棒操作監視系」に整理。                      柏崎と手段として相違なし                      （比較表ページ13）</p> <p>設計方針の相違*1</p> <p>東二は「1.1.1(2)a. (h) ・スクラム個別スイッチ」に整理。                      （比較表ページ13）</p> <p>東二は「1.1.1(2)a. (h) ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ」に整理。                      （比較表ページ13）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒駆動機構（電動駆動），制御棒操作監視系                      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，電動駆動で制御棒を挿入する手段として有効である。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。</li> <li>・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（電動駆動原子炉給水ポンプ）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注水系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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系                      耐震SクラスではなくS<sub>0</sub>機能維持を担保できないが，原子炉への注水量の調整が可能であれば，原子炉水位を低下させることができ，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ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動した場合は，これらの系統による原子炉水位制御を優先する。</li> <li>・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ                      全制御棒全挿入完了までに時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，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，制御棒をスクラム動作させられるため，制御棒を挿入する手段として有効である。</li> <li>・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁                      全制御棒全挿入完了までに時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，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し，スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすること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。</li> <li>・スクラム個別スイッチ                      全制御棒全挿入完了までに時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，現場に設置してある当該スイッチを操作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。</li> <li>・制御棒手動操作系                      全制御棒全挿入完了までに時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。</li> </ul>	<p>東二は「1.1.1(2)a.(h)「1.1.1(2)a.(g) 制御棒挿入」で使用する設備説明文及び「・制御棒手動操作系」に整理。                      （比較表ページ9及び比較表ページ11）</p> <p>柏崎は「1.1.1(2)a.(g)・原子炉緊急停止系電源スイッチ」に整理。                      柏崎と手段として相違なし。                      （比較表ページ12）                      設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>柏崎は「1.1.1(2)a.(g)・スクラムテストスイッチ」に整理。                      柏崎と手段として相違なし。                      （比較表ページ12）</p> <p>柏崎は「1.1.1(2)a.(g)・制御棒駆動機構（電動駆動），制御棒操作監視系」に整理。                      柏崎と手段として相違なし。                      （比較表ページ13）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 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」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<b>運転員</b>による一連の対応として<b>事故時運転操作手順書（徴候ベース）</b>（以下「EOP」という。）に定める（第1.1.1表）。</p> <p>また、<b>重大事故等時</b>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>・制御棒駆動系配管・弁</p> <p>制御棒駆動系配管にホースを接続し、制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁から排水するため、全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <p>b. 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」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>この手順は、ATWS時における<b>運転員等</b><sup>※4</sup>による一連の対応操作として、「<b>非常時運転手順書II（徴候ベース）</b>」に定める（第1.1-1表）。</p> <p>また、<b>事故時</b>に監視が必要となる計器及び<b>事故時に給電が必要となる設備</b>についても整備する（第1.1-2表，第1.1-3表）。</p> <p>※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。</p>	<p>設計方針の相違<sup>*5</sup></p> <p>東二は「<b>技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）</b>」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故等の対応に当たることとしている。</p> <p>東二は事故時（異常な過渡変化時）において給電が必要となる設備として「第1.1-3表」に「<b>審査基準における要求事項毎の給電対象設備</b>」を整備する。</p> <p>運転員等の定義を追記。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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<b>原子炉手動スクラム操作を実施</b>した場合は、<b>原子炉スクラムの成否を確認するとともに</b>、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><b>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。</b></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>⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒全挿入とならず、未挿入の制御棒がペアロッド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」への移行を指示する。</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) <b>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）</b></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<b>原子炉を手動スクラム</b>した場合は、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>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①原子炉自動スクラム信号が発信した場合</p> <p>②原子炉を手動スクラムした場合</p> <p>b. 操作手順</p> <p>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）における手順の概要は以下のとおり。手順の成功は、制御棒位置表示が挿入されていること、又は原子炉出力が低下していることにより確認する。</p> <p>タイムチャートを第1.1-2図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、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等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えるように指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等により上記④及び⑥の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、ATWSと判断し、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。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから<b>操作手順に限り色別化は省略する。</b>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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。</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</p> <p>EOP「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、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。</p> <p>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</p> <p>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>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>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、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分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(2) 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>ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>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）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合</p> <p>②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）において、制御棒位置指示が確認できない場合</p> <p>b. 操作手順</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.1-3図及び第1.1-4図に、原子炉出力サプレッション・プール水温度相関曲線を第1.1-5図に、タイムチャートを第1.1-6図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、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トリップ状況の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、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トリップ状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に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、原子炉再循環ポンプを手動で停止するように指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉再循環ポンプの停止を実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に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を指示する。</p> <p>⑥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り、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し、発電長に報告する。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>⑦発電長は、運転員等に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後、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。なお、同時に実施することが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。</p> <p>【ほう酸水注入系の起動操作】</p> <p>⑧発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサブプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合又は中性子束振動が確認された場合に、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（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。）を実施することにより、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開となり、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）が起動し、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下、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により確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等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・プール水の温度上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブプレッション・プール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。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑥中央制御室運転員Aは、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。</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>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"> <li>・原子炉手動スクラム操作</li> <li>・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動</li> <li>・スクラムテストスイッチの操作</li> <li>・原子炉緊急停止系電源スイッチの操作</li> <li>・制御棒手動挿入操作(制御棒自動挿入が作動しない場合)</li> </ul> <p>⑧当直副長は、上記⑦の操作を実施中に制御棒をペアロッド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。</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水注入系の停止を指示する。</p>	<p>【原子炉水位低下操作】</p> <p>⑭発電長は、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、運転員等に原子炉水位低下操作を指示する。</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は、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の注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、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平均出力領域計装指示値で3%未満に維持した後、発電長に報告する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉出力を平均出力領域計装指示値で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）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するよう原子炉水位低下操作を実施し、発電長に報告する。</p> <p>【制御棒の挿入操作】</p> <p>⑰発電長は、運転員等に制御棒の挿入操作を指示する。</p> <p>⑱運転員等は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の挿入を実施し、発電長に報告する。なお、以下の操作は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）まで挿入された時点で、操作を完了する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム弁が閉の場合には、以下の操作を実施する。             <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 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。</li> <li>ii) 中央制御室にて、選択制御棒挿入機構を手動で作動させる。</li> <li>iii) 中央制御室にて、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。</li> <li>iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作を実施する。</li> </ul> </li> </ul>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>・スクラム弁が開の場合には、以下の操作を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、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。</li> <li>ii) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム個別スイッチによるスクラム操作を実施する。</li> <li>iii) 中央制御室にて、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、手動操作による制御棒挿入を実施する。原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧が確保できない場合は、制御棒駆動水ポンプの予備機起動又は原子炉建屋原子炉棟にて、アキュムレータ充填水ヘッド元弁を閉にする。</li> <li>iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水を実施し、制御棒を手動挿入する。</li> </ul> <p>⑱発電長は、運転員等により上記⑱の操作により全制御棒全挿入位置又は全制御棒が最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合は、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。                      制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。</p> <p>⑳運転員等は中央制御室にて、全制御棒全挿入位置又は全制御棒の最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合に、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）を停止し、発電長に報告する。                      制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）を停止し、発電長に報告する。</p> <p>㉑発電長は、運転員等に原子炉未臨界の確認を指示する。</p> <p>㉒運転員等は中央制御室にて、平均出力領域計装及び起動領域計装により原子炉未臨界を確認し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止：1分以内</li> <li>・自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動阻止：1分以内</li> <li>・ほう酸水注入開始：1分以内</li> <li>・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：分以内</li> <li>・制御棒挿入操作開始：2分以内</li> <li>・スクラムテストスイッチ操作完了：約7分</li> <li>・原子炉緊急停止系電源スイッチ操作完了：約10分</li> </ul>	<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分以内</li> <li>・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：2分以内</li> <li>・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内</li> <li>・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）操作完了：18分以内</li> <li>・原子炉水位低下操作開始：4分以内</li> <li>・代替制御棒挿入機能による制御棒挿入操作完了：14分以内</li> <li>・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：15分以内</li> <li>・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：28分以内</li> <li>・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム操作完了：23分以内</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧確保後の手動操作による制御棒挿入操作完了：329分以内</li> </ul> <p>現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：73分以内</li> <li>・スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：128分以内</li> <li>・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作完了：982分以内</li> </ul> <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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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、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>(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の発生時に、ATWSが発生した場合、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）対応に従い、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・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、原子炉を緊急停止する。</p> <p>手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施しても全制御棒が全挿入若しくは最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合、又は制御棒位置指示が確認できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応に従い、原子炉出力が3%以上の場合は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制操作を行うとともに、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時並行で実施する。同時に実行不可の場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉を未臨界へ移行させるため、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合、又は中性子束振動が確認された場合には、ほう酸水注入ポンプを速やかに起動する。</p> <p>原子炉水位低下による原子炉出力抑制を実施するため、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）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉水位を原子炉出力3%未満に維持できるように原子炉圧力容器内の水位を低下させる。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）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。</p> <p>制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が閉の場合は、手動操作により代替制御棒挿入機能を作動し、制御棒を挿入する。</p>	<p>東二は対応手段や優先順位を具体的内容に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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>手動操作による代替制御棒挿入機能により制御棒が挿入できない場合は、選択制御棒挿入機構によりあらかじめ選択されている制御棒を挿入することにより原子炉の出力を抑制し、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作又はスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作による制御棒の挿入を実施する。</p> <p>制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施する。</p> <p>手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施しても原子炉を緊急停止できない場合は、原子炉スクラムをリセットした後、スクラム個別スイッチにより制御棒を挿入する。</p> <p>スクラム個別スイッチによる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制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、手動操作による制御棒挿入を実施する。</p> <p>制御棒の手動挿入による制御棒挿入ができない場合は、制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し、制御棒を挿入する。</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>ほう酸水注入ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「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、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>東二は対応手段や優先順位を具体的内容に記載。</p> <p>東二は事故時（異常な過渡変化時）に給電が必要となる設備等について具体的な電源供給手順及び電源設備への燃料補給手順を技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備することを記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考		
第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順 対応手段、対応設備、手順書一覧（1/2） （フロントライン系故障時）					第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順 対応手段、対応設備、手順書一覧（1/12） （フロントライン系故障時）					東二は設計基準事故対応設備に対し、重大事故等対応設備（設計基準拡張）としての位置付けをしない。 東二は対応設備を主要設備（主たるポンプ・除熱のための熱交換器や冷却水源等）、関連設備（水源・流路・電源等）に分けて整理している。 東二は設備名で統一している。 また、東二は1つの手段につき1つの表で示している。 （以下、第1.1-1表において同様） 設計方針の相違*1~5 （以下、第1.1-1表において同様）		
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	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		整備する手順書*1	
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	自主対策設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）	フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）等
			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	重大事故等対応設備						手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」	自主対策設備	
			非常用交流電源設備	重大事故等対応設備（設計基準拡張）					制御棒駆動系配管・弁	重大事故等対応設備		
	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 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ※2 非常用交流電源設備	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 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ※2 非常用交流電源設備	重大事故等対応設備		事故時運転操作手順書（微候ベース） 「反応度制御」	※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※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。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。				
				自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備	重大事故等対応設備							
				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 非常用交流電源設備	重大事故等対応設備（設計基準拡張）							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考				
対応手段，対応設備，手順書一覧（2/2） （フロントライン系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（2/12） （フロントライン系故障時）					柏崎は比較表ページ23に記載。				
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	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	整備する手順書※1					
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 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ज्या 原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備  重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「反応度制御」	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	主要設備  ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）※2、※3 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ※3 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」等				
			非常用交流電源設備								関連設備  制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
		（制御棒自動挿入）	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	フロントライン系故障		原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	関連設備	重大事故等対応設備
		（制御棒手動挿入）	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（徴候ベース） 「反応度制御」						
		（制御棒手動挿入）	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 高圧炉心注水系	自主対策設備										
※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要の制御棒挿入機能である。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※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。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二						備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（3／12） （フロントライン系故障時）							
	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備  原子炉緊急停止系	対応 手段  選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	対応設備  制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット  選択制御棒挿入機構  制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	整備する手順書※1  重大事故等対処設備  自主対策設備  重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等	設計方針の相違*1	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※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。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（4／12）						
（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		整備する手順書※1	柏崎は比較表ページ23に記載。
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	主要設備	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※3 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ※3 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※3	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等	
			関連設備	原子炉再循環ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		重大事故等対応設備
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：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。						
※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。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（5／12） （フロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表ページ23に記載。
			主要設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：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>※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> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（6／12）						
（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	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表ページ24に記載。
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等	
			関連設備	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 <sup>※4</sup> ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：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>※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> <p>※4：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>□：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考												
	<p>対応手段，対応設備，手順書一覧（7／12）                      （フロントライン系故障時）</p> <table border="1" data-bbox="1261 441 2404 976"> <thead> <tr> <th data-bbox="1261 441 1329 514">分類</th> <th data-bbox="1329 441 1573 514">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th data-bbox="1573 441 1647 514">対応手段</th> <th data-bbox="1647 441 2160 514">対応設備</th> <th data-bbox="2160 441 2404 514">整備する手順書※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1261 514 1329 976" rowspan="2">フロントライン系故障</td> <td data-bbox="1329 514 1573 976" rowspan="2">原子炉緊急停止系</td> <td data-bbox="1573 514 1647 976" rowspan="2">原子炉水位低下による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="1647 514 2160 766">                     原子炉隔離時冷却系ポンプ                      高圧炉心スプレイ系ポンプ                 </td> <td data-bbox="2160 514 2404 766" rowspan="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」等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1647 766 2160 976">                     タービン駆動給水ポンプ                      電動駆動給水ポンプ                      給水制御系                 </td> <td data-bbox="2160 766 2404 976">                     重大事故等対処設備                       自主対策設備                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。                      ※2：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。                      ※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。                      ※4：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。                      ■：自主的に整備する対応手段を示す。</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	対応設備	整備する手順書※1	フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等	タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系	重大事故等対処設備  自主対策設備	<p>柏崎は比較表ページ24に記載。</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	対応設備	整備する手順書※1										
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等										
			タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系		重大事故等対処設備  自主対策設備									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（8／12） （フロントライン系故障時）							
フロントライン系故障	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備  原子炉緊急停止系	対応 手段  制御棒挿入（スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作）	対応設備		整備する手順書※1	柏崎は比較表ページ24に記載。	
			主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等 対応設備		非常時運転手順書II（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等
			関連設備	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ  制御棒駆動系配管・弁	自主対策 設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※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。 ※4：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。 <input type="checkbox"/> ：自主的に整備する対応手段を示す。							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（9／12）							
（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	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>*5</sup>	
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	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）	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備		非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等
				スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁	自主対策設備		
			関連設備	制御棒駆動系配管・弁	重大事故等対処設備		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：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>※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> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（10／12）						
（フロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書※1	柏崎は比較表ページ24に記載。
			制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等 対処設備		
			スクラム個別スイッチ	自主対策 設備		
制御棒駆動系配管・弁	重大事故等 対処設備					
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：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>※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> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（11／12）						
（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	対応設備		整備する手順書※1	
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	制御棒挿入（手動操作による制御棒挿入）	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等
				制御棒手動操作系	自主対策設備	
			関連設備	制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：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。						
※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。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎は比較表ページ24に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（12／12）						
（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	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>*5</sup>
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	制御棒挿入（制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水）	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」等	
			制御棒駆動系配管・弁	自主対策設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：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。						
※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。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																						
<p style="text-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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">対応手段</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 50%;">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)  原子炉手動スクラム</td> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">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</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="3">事故時運転操作手順書（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（手動）</td> <td rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">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 rowspan="2">原子炉出力</td> <td>平均出力領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>起動領域モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	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)  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	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)  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	原子炉出力	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ	<p style="text-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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">対応手順</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 50%;">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>原子炉スクラム確認</td> <td style="text-align: center;">判断基準</td> <td>原子炉スクラム確認  スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2 平均出力領域計装※1、※3 起動領域計装※1、※3</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉手動スクラム</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">操作</td> <td>プラント停止状態</td> <td>スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2</td> </tr> <tr> <td>未臨界の監視</td> <td>平均出力領域計装※1 起動領域計装※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。</p>	対応手順	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）			原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認  スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2 平均出力領域計装※1、※3 起動領域計装※1、※3	原子炉手動スクラム	操作	プラント停止状態	スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2	未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	<p>東二は監視計器について、重大事故等対処設備としての要求（耐性等）を満たし設計されているもの、そうでないものとの区別を注記している（詳細は1.15（事故時の計装に関する手順等）にて整理する）。          （以下、第1.1-2表において同様）</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)  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																																					
		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)  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																																					
		原子炉出力	平均出力領域モニタ																																					
			起動領域モニタ																																					
対応手順	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）																																								
原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認  スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2 平均出力領域計装※1、※3 起動領域計装※1、※3																																						
原子炉手動スクラム	操作	プラント停止状態	スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2																																					
		未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1																																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（2/2）			監視計器一覧（2/3）				
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）	対応手順	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」			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」				
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	原子炉スクラム成功確認	判断基準	原子炉スクラム成功確認	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2 平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	
	操作	RIP-ASD 受電遮断器開放状態					RIP-ASD 受電遮断器表示灯
		原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態					原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯
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	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	原子炉再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制	操作	原子炉出力	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	
	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	原子炉再循環ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯
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	未臨界の維持又は監視	ほう酸水注入	操作	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
		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	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※2
事故時運転操作手順書（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	操作	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 ほう酸水注入系タンク液位	ほう酸水注入	操作	未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	
		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	原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉出力			平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	最終ヒートシンクによる冷却状態の 確認	サブレーション・プール水温度※1 残留熱除去系系統流量※1 残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		原子炉隔離状態の有無			主蒸気隔離弁開閉表示灯	補機監視機能	局所出力領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA）	原子炉出力	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1
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	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量	原子炉水位低下による原子 炉出力抑制	操作	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	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯
		原子炉圧力容器への注水量			原子炉出力	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
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	制御棒手動挿入	操作	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレー系系統流量※1	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 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
		原子炉出力			スクラム弁開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	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 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
						※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																												
	<p>監視計器一覧（3／3）</p> <table border="1" data-bbox="1261 399 2389 1218"> <thead> <tr> <th data-bbox="1261 399 1617 472">対応手順</th> <th data-bbox="1617 399 2003 472">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2003 399 2389 472">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1261 472 2389 577">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（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1261 577 1543 724" rowspan="2">代替制御棒挿入機能による制御棒挿入</td> <td data-bbox="1543 577 1617 724" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="1617 577 2003 651">プラント停止状態</td> <td data-bbox="2003 577 2389 651">全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 651 2003 724">未臨界の監視</td> <td data-bbox="2003 651 2389 724">平均出力領域計装※1 起動領域計装※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1261 724 1543 861" rowspan="2">選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</td> <td data-bbox="1543 724 1617 861" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="1617 724 2003 798">プラント停止状態</td> <td data-bbox="2003 724 2389 798">全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 798 2003 861">原子炉出力</td> <td data-bbox="2003 798 2389 861">平均出力領域計装※1 起動領域計装※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1261 861 1543 1218" rowspan="4">制御棒挿入</td> <td data-bbox="1543 861 1617 1218" rowspan="4">操作</td> <td data-bbox="1617 861 2003 955">プラント停止状態</td> <td data-bbox="2003 861 2389 955">全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※2</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 955 2003 1039">未臨界の監視</td> <td data-bbox="2003 955 2389 1039">平均出力領域計装※1 起動領域計装※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 1039 2003 1134">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2003 1039 2389 1134">原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 1134 2003 1218">補機監視機能</td> <td data-bbox="2003 1134 2389 1218">制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1261 1218 2389 1270">※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。                  ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。</p>	対応手順	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（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」			代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	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※2	未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	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※2	原子炉出力	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	制御棒挿入	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※2	未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	<p>柏崎は比較表ページ35及び36に記載。</p>
対応手順	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（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」																														
代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	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※2																											
		未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1																											
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※2																											
		原子炉出力	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1																											
制御棒挿入	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※2																											
		未臨界の監視	平均出力領域計装※1 起動領域計装※1																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																											
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考								
	<p style="text-align: center;">第1.1-3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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">対象条文</th> <th style="width: 30%;">供給対象設備</th> <th style="width: 40%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1261 504 1626 682" rowspan="2">【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</td> <td data-bbox="1626 504 1991 682">ほう酸水注入ポンプ</td> <td data-bbox="1991 504 2356 682">非常用交流電源設備 モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1626 682 1991 787">ほう酸水注入系 弁</td> <td data-bbox="1991 682 2356 787">非常用交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【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	ほう酸水注入ポンプ	非常用交流電源設備 モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） 2C系 MCC 2D系	ほう酸水注入系 弁	非常用交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系	<p>東二は事故時（異常な過渡変化時）において給電が必要となる設備として「第1.1-3表」に「審査基準における要求事項毎の給電対象設備」を整備する。</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線								
【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	ほう酸水注入ポンプ	非常用交流電源設備 モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） 2C系 MCC 2D系								
	ほう酸水注入系 弁	非常用交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系								

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>原子炉緊急停止失敗</p> <p>運転時の異常な過渡変化</p> <p>フロントライン系</p> <p>サポート系</p> <p>凡例          ◻ : AND条件          ◻ : フロントライン系の対応          ◻ : OR条件</p> <p>注：APRM高（中低子集）、APRW高（熱流量相当）、原子炉前閉鎖、炉心流量急減については、核計装置でスクラム信号を発生する。また、それら以外のスクラム信号はRPS装置でスクラム信号を発生する。</p>	<p>原子炉緊急停止失敗</p> <p>SCRAM電気系故障</p> <p>SCRAM機械系故障</p> <p>凡例          ◻ : AND条件          ◻ : フロントライン系</p> <p>注：誤作動とは、計測及び制御装置がトリップ信号を出力すべき事象が発生したと判断される場合にのみならず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると判定される状態。          注：サポート系故障（駆動源喪失）は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気圧配管・弁</p>	<p>備考</p> <p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																															
<p style="text-align: center;">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</p> <p>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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>故障想定機器</th> <th>故障要因1</th> <th>故障要因2</th> <th>故障要因3</th> <th>故障要因4</th> <th>故障要因5</th> <th>故障要因6</th> <th>故障要因7</th> <th>故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉緊急停止失敗</td> <td rowspan="10">運転時の異常な過渡変化  CRJによる原子炉停止機能喪失</td> <td>スクラム機械系故障(スタック)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラム機械系故障</td> <td>配管故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>スクラム弁故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">スクラム機械系故障</td> <td>HCU機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">HCU充てん水圧力低下</td> <td>HCU弁故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>HCU配管故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">スクラム電気系故障</td> <td rowspan="2">スクラムパイロット電磁弁故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>CRDポンプ故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">自動スクラム信号喪失</td> <td>RPS盤故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>核計装盤故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 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。</p> <p style="text-align: center;">第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）</p>	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  CRJ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)							スクラム機械系故障	配管故障						スクラム弁故障						スクラム機械系故障	HCU機能喪失							HCU充てん水圧力低下	HCU弁故障						HCU配管故障						スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障							CRDポンプ故障						自動スクラム信号喪失	RPS盤故障						核計装盤故障							<p>東二は先行PWRを参考に作成しており、機能喪失原因対策分析（補足）は作成しない。</p>
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  CRJ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)																																																																															
		スクラム機械系故障	配管故障																																																																														
			スクラム弁故障																																																																														
		スクラム機械系故障	HCU機能喪失																																																																														
			HCU充てん水圧力低下	HCU弁故障																																																																													
				HCU配管故障																																																																													
		スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障																																																																														
				CRDポンプ故障																																																																													
			自動スクラム信号喪失	RPS盤故障																																																																													
				核計装盤故障																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="237 367 1053 1774" style="border: 1px solid black; height: 670px; width: 275px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">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>		<p>東二はEOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="142 382 424 1797" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="439 558 477 1633">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</p>	<div data-bbox="1276 394 1516 1486" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1567 424 1685 1461">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） タイムチャート</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="192 388 1092 1801" style="border: 1px solid black; height: 673px; width: 303px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">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>		<p>東二はEOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

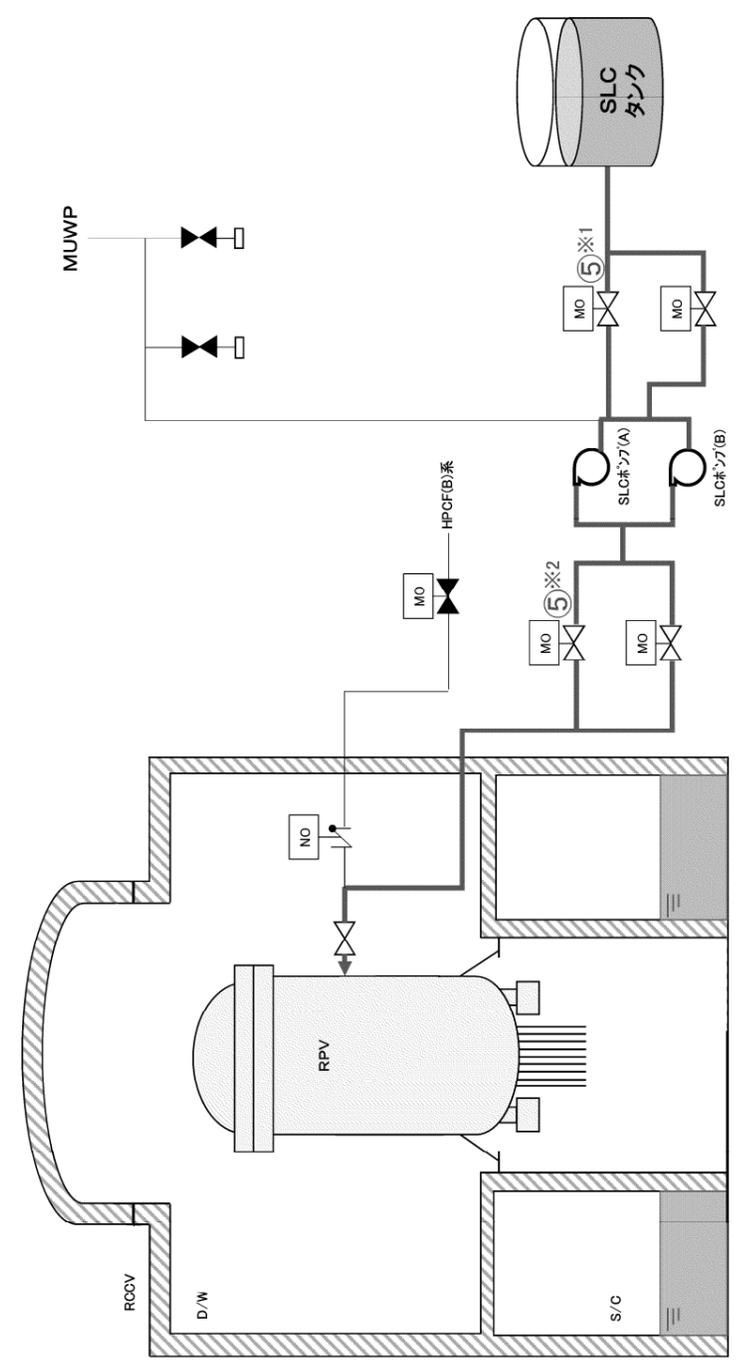
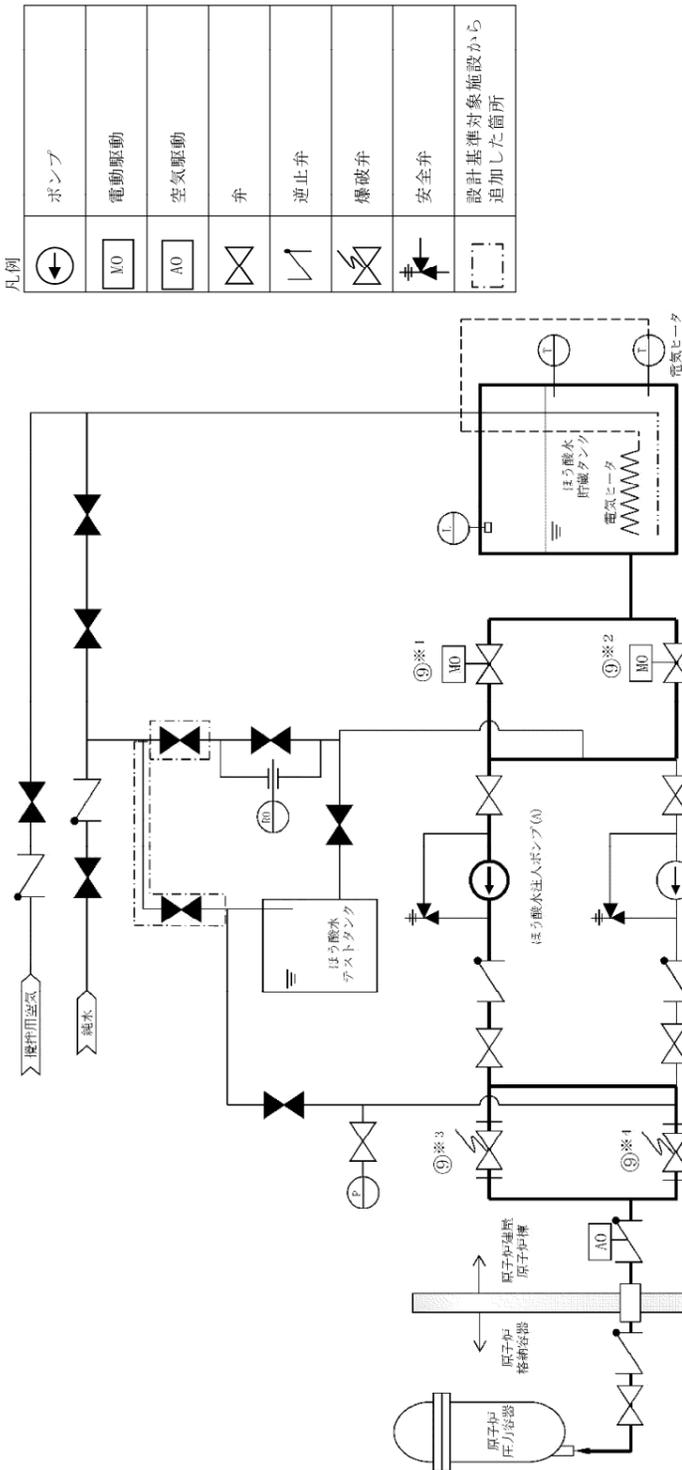
【対象項目：1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																														
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr> <td>電磁弁</td> <td>検出器</td> <td>常時励磁</td> <td>常時無励磁</td> <td>電気信号</td> </tr> <tr> <td>⊗</td> <td>⊗</td> <td>NE</td> <td>ND</td> <td>---</td> </tr> </table> <p>図1：ATWS緩和設備に使用する原子炉圧力及び原子炉水位は、計測設備で測定した原子炉圧力、原子炉水位とは異なるものである。</p> <p>第1.1-3 図 ATWS緩和設備 概要図</p>	電磁弁	検出器	常時励磁	常時無励磁	電気信号	⊗	⊗	NE	ND	---	⊗	⊗	NE	ND	---	⊗	⊗	NE	ND	---	⊗	⊗	NE	ND	---	⊗	⊗	NE	ND	---	<p>東二はATWS緩和設備概要図を記載。</p>
電磁弁	検出器	常時励磁	常時無励磁	電気信号																												
⊗	⊗	NE	ND	---																												
⊗	⊗	NE	ND	---																												
⊗	⊗	NE	ND	---																												
⊗	⊗	NE	ND	---																												
⊗	⊗	NE	ND	---																												

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																							
 <table border="1" data-bbox="905 714 1053 1459"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤※1</td> <td>ほう酸水注入系ポンプ吸込弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※2</td> <td>ほう酸水注入系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1083 661 1113 1512">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</p>	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	 <table border="1" data-bbox="1291 346 1795 630"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>→</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電動駆動</td> <td>VO</td> <td></td> </tr> <tr> <td>空気駆動</td> <td>AO</td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁</td> <td>◇</td> <td></td> </tr> <tr> <td>逆止弁</td> <td>∟</td> <td></td> </tr> <tr> <td>爆破弁</td> <td>◇</td> <td></td> </tr> <tr> <td>安全弁</td> <td>≡</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>⋮</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1988 1396 2092 1806"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑨※1, ⑨※2</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※3, ⑨※4</td> <td>ほう酸水注入系爆破弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2107 913 2136 1816">記載例 ○※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。          ○※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。</p> <p data-bbox="2166 682 2196 1449">第 1.1-4 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図</p>	凡例	記号	説明	ポンプ	→		電動駆動	VO		空気駆動	AO		弁	◇		逆止弁	∟		爆破弁	◇		安全弁	≡			⋮	設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	⑨※1, ⑨※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑨※3, ⑨※4	ほう酸水注入系爆破弁	<p>備考</p>
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																																								
凡例	記号	説明																																							
ポンプ	→																																								
電動駆動	VO																																								
空気駆動	AO																																								
弁	◇																																								
逆止弁	∟																																								
爆破弁	◇																																								
安全弁	≡																																								
	⋮	設計基準対象施設から追加した箇所																																							
操作手順	弁名称																																								
⑨※1, ⑨※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁																																								
⑨※3, ⑨※4	ほう酸水注入系爆破弁																																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1418 394 2243 1293" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1460 1312 2172 1339">注：SLCはほう酸水注入系を，S/Pはサブプレッション・プールを示す。</p> <p data-bbox="1341 1423 2303 1459">第1.1-5図 原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線</p>	<p data-bbox="2427 359 2825 478">東二「原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線」                      （設計方針の相違*4）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p style="text-align: center;">EOP「反応度制御」</p> <p style="text-align: center;">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</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <p>※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、手動操作による制御棒挿入又は制御棒駆動水圧系引抜き配管バント弁からの排水操作を実施する。</p> <p style="text-align: center;">第 1.1-6 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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月27日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(1)フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>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</p>	<p>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</p> <p>※1：制御棒位置指示が確認できない場合は、異常時運転手による「反位制御」に移行する。          ※2：A.T.W.S発生時に中性子監視が確認された場合は、ぼう騰水注入系によりぼう騰水を注入する。</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.2.1 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) 高圧代替注水系による<b>発電用原子炉の冷却</b></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の<b>発電用原子炉の冷却</b></p> <p>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>e. 手順等</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.2.1 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. <b>設計基準事故対処設備を使用した</b>対応手段及び設備</p> <p>b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による<b>原子炉注水</b></p> <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>c. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の<b>原子炉注水</b></p> <p>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>d. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と<b>自主対策設備</b></p> <p>f. 手順等</p>	<p>東二は設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備として使用するため、対応手段と設備を選定し整理する。なお、柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順」にて整理している。                      （比較表ページ3）</p> <p>東二は「1.2.1(2) b. (a)高圧代替注水系による原子炉注水」で使用する設備に<b>自主対策設備</b>はない。                      （比較表ページ12）</p> <p>東二は「1.2.1(2) c. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」「同(b)復旧」で使用する設備に<b>自主対策設備</b>はない。                      （比較表ページ17）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p>	<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p>	<p>柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整理（比較表ページ3）</p> <p>条文要求である現場操作は全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定した場合の手段であるため、東二は「現場での人力操作による高圧代替注水系起動」手順をサポート系故障時のみに整備する。                  （以下、設計方針の相違*<sup>1</sup>）</p> <p>東二は条文要求である十分な期間の運転継続を満足する手段として、高圧代替注水系による手順を整備。                  （以下、設計方針の相違*<sup>2</sup>）</p> <p>東二は代替直流電源設備として、常設代替直流電源設備と可搬型代替直流電源設備を整備。直流給電車は整備しない。                  （以下、設計方針の相違*<sup>3</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水</p> <p>b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>1.2.2.4 監視及び制御</p> <p>(1) 原子炉水位の監視又は推定</p> <p>(2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認</p> <p>(3) 原子炉水位の制御</p> <p>1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>東二は目次での項目出しを各条文中で統一して記載する。                  なお、柏崎は目次の記載はないが、本文では東二同様の項目出しを行い整理している                  （比較表ページ44）</p> <p>東二は条文要求に基づく章立てを行い、手順としてを整理する。</p> <p>東二は電源容量及び高圧炉心スプレイ系ポンプ保護の観点から、緊急注水手順は整備しない。                  （以下、設計方針の相違*4）</p> <p>東二は「1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて整理。                  （比較表ページ2）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p><b>【要求事項】</b></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冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却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><b>【解釈】</b></p> <p>1 「発電用原子炉を冷却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) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p><b>【要求事項】</b></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冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却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><b>【解釈】</b></p> <p>1 「発電用原子炉を冷却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) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c) 監視及び制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 原子炉水位（BWR 及び PWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</li> <li>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</li> <li>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</li> </ul> <p>(2) 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</li> <li>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）</li> </ul> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）</li> </ul>	<p>c) 監視及び制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 原子炉水位（BWR 及び PWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</li> <li>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</li> <li>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</li> </ul> <p>(2) 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</li> <li>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）</li> </ul> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）</li> </ul>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による冷却機能である。</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を防止するため、発電用原子炉を冷却する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>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冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。</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を防止するため、発電用原子炉を冷却する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>東二は対処設備の本格的な設置工事前であることから方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.1 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>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、<b>発電用原子炉</b>を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対応設備として<b>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を設置している。</b></p> <p>これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、<b>これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが</b>設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第1.2.1図）。</p> <p>また、<b>発電用原子炉</b>を冷却するために<b>原子炉圧力容器内の水位</b>を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対応設備、重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。</p> <p>重大事故等対応設備のほかに、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<sup>※1</sup>を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対応設備により、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四十五条及び技術基準規則第六十条（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>1.2.1 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>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、<b>原子炉</b>を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対応設備として<b>原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。</b></p> <p>これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、<b>重大事故等の対応に用いるが</b>、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第1.2-1図）。</p> <p>また、<b>原子炉</b>を冷却するために<b>原子炉水位</b>を監視及び制御する対応手段及び重大事故等の進展を抑制するための対応手段<b>並びに</b>重大事故等対応設備を選定する。</p> <p>重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段<b>及び</b>自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対応設備により、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四十五条及び技術基準規則第六十条（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>東二は設備名、柏崎は系統名を記載。</p> <p>（以下、記載方針の相違<sup>*1</sup>）</p> <p>東二は重大事故等対応設備と位置付けている。</p> <p>柏崎は設計基準事故対応設備が健全で重大事故等の対応に用いる際、これらの設計基準事故対応設備を重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付けている。</p> <p>（以下、記載方針の相違<sup>*2</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</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原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失及び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1.2-1表に整理する。</p> <p>a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を重大事故等対処設備と位置づけ、重大事故等の対処に用いる。なお、逃がし安全弁（安全弁機能）は、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放することから、運転員等による操作を必要としない。</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設計基準事故及び重大事故等時の対処に用いる場合の水源はサブプレッション・プールである。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源は、サブプレッション・プールの他に復水貯蔵タンクもあり、復水貯蔵タンクを使用する場合のサブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切り替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。</p>	<p>柏崎は本項の後段で説明文を記載。              柏崎と記載内容相違なし。              （比較表ページ10）</p> <p>東二は表題を記載              記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は有効性評価の条件として、逃がし安全弁（安全弁機能）を原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の注水確保のための圧力上昇抑制に期待しており、重大事故等対処設備と位置付ける。              （以下、設計方針の相違*<sup>5</sup>）</p> <p>東二は水源切替えの運用として、技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に具体的な手順を整備することを記載。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>復水貯蔵槽</li> <li>サプレッション・チェンバ</li> <li>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>主蒸気系配管・弁</li> <li>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</li> <li>復水補給水系配管</li> <li>高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>原子炉圧力容器</li> <li>直流125V蓄電池A</li> <li>直流125V充電器A</li> </ul> <p>また、上記直流125V充電器A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"> <li>非常用交流電源設備</li> </ul> <p>高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧炉心注水系ポンプ</li> <li>復水貯蔵槽</li> <li>サプレッション・チェンバ</li> <li>高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ</li> <li>復水補給水系配管</li> <li>原子炉圧力容器</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>非常用交流電源設備</li> </ul>	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>サプレッション・プール</li> <li>逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul> <p>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧炉心スプレイ系ポンプ</li> <li>サプレッション・プール</li> <li>逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>東二は設備の添付八の記載と合わせ、主要な設備を本文に記載し、関連設備は「第1.2-1表」に整理することとしている。</p> <p>（以下、記載方針の相違*<sup>3</sup>）</p> <p>東二は、重大事故等時の対処に用いる場合の水源はサプレッション・プールを用いる。</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>6</sup>）</p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。</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1.2.1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) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p>i. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・主蒸気系配管・弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・高圧代替注水系（注水系）配管・弁</li> <li>・復水補給水系配管</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</li> </ul>	<p>b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合は、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p>i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>東二は本項の前段で説明文を記載。                      （比較表ページ8）</p> <p>記載方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup>                      設計方針の相違*<sup>5</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・給水系配管・弁・スパージャ</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・常設代替直流電源設備</p> <p>・可搬型直流電源設備</p> <p>また、上記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> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・第二代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</p> <p>ii. 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <p>・高圧代替注水系ポンプ</p> <p>・復水貯蔵槽</p> <p>・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁</p> <p>・主蒸気系配管・弁</p> <p>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</p> <p>・高圧代替注水系（注水系）配管・弁</p> <p>・復水補給水系配管</p> <p>・高圧炉心注水系配管・弁</p> <p>・残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</p> <p>・給水系配管・弁・スパージャ</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</p>		<p>東二は常設代替交流源設備の代替としての自主的な電源設備は設置しない。</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>7</sup>）</p> <p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>高圧代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高圧代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパーージャ、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、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> <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全て網羅されている。</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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</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>・第二代替交流電源設備</p> <p>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。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>「1.2.1(2) b. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ、サプレッション・プール及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>こ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全て網羅されている。</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原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが故障した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p>	<p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>東二は手段毎に使用する主な設備から位置づけを記載している。</p> <p>（以下、記載方針の相違*<sup>4</sup>）</p> <p>東二は「1.2.1(2) b. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で使用する設備に自主対策設備が含まれない。</p> <p>（比較表ページ10）</p> <p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>i. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・主蒸気系配管・弁</li> </ul>	<p>c. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池から給電される常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>また、直流電源の確保ができず中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプが起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p>i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で選定した対応手段及び設備と同様である。</p> <p>ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動</p> <p>現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・高圧代替注水系タービン止め弁</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>東二対応手段は柏崎と同等であるが対応手段について具体的な記載とした。</p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</p> <p>・復水補給水系配管</p> <p>・高圧炉心注水系配管・弁</p> <p>・給水系配管・弁・スパージャ</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>また、上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。</p> <p>排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水中ポンプ</li> <li>・ホース</li> <li>・仮設発電機</li> <li>・燃料補給設備</li> </ul> <p>(b) 復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>i. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替交流電源設備、第二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、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・主蒸気系配管・弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</li> <li>・復水補給水系配管</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> </ul>	<p>(b) 復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）又は代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>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り所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*6</p> <p>設計方針の相違*5</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・所内蓄電式直流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> </ul> <p>なお、代替交流電源設備へ燃料を補給し、復水貯蔵槽へ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>ii. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・主蒸気系配管・弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</li> <li>・復水補給水系配管</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備</li> <li>・可搬型直流電源設備</li> </ul> <p>なお、可搬型直流電源設備へ燃料を補給し、復水貯蔵槽へ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<p>なお、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及び可搬型代替低圧電源車に燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>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により、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul> <p>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に燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<p>設計方針の相違*7</p> <p>東二はサブプレッションプールを水源としているため、補給の必要性はない。</p> <p>柏崎は復水貯蔵槽を使用するため、補給が必要となる。</p> <p>設計方針の相違*3</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*6</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>東二はサブプレッションプールを水源としているため、補給の必要性はない。</p> <p>柏崎は復水貯蔵槽を使用するため、補給が必要となる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>iii. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・サブプレッション・チェンバ</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</li> <li>・主蒸気系配管・弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</li> <li>・復水補給水系配管</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備</li> <li>・直流給電車及び電源車</li> </ul> <p>なお、直流給電車へ接続する電源車へ燃料を補給し、復水貯蔵槽へ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>		<p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャ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>復旧にて使用する設備のうち、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャ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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により 全交流動力電源が喪失した場合、又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても、<b>発電用原子炉</b>を冷却することができる。</p>	<p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>「1.2.1(2) c. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは、「1.2.1(2) b. (b) 重大事故等対処設備」と同様である。</p> <p>「1.2.1(2) c. (a) ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁、サブプレッション・プール及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) c. (b) i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) c. (b) ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、サブプレッション・プール及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、又は全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合においても、<b>原子炉</b>を冷却することができる。</p>	<p>記載方針の相違*3                  記載方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排水設備                     <p>排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。</p> </li> <li>・第二代替交流電源設備                     <p>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。</p> </li> <li>・直流給電車                     <p>給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を冷却するための直流電源を確保する手段として有効である。</p> </li> </ul>		<p>東二は「1.2.1(2) c. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」「同(b)復旧」で記載した設備に自主対策設備はない。                      （比較表ページ13,14）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉圧力容器へ注水するための<b>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況</b>を確認する手段がある。</p> <p>さらに、<b>発電用原子炉</b>を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を制御する手段がある。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）</li> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉圧力（SA）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・復水貯蔵槽水位</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> </ul> <p>高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）</li> <li>・可搬式原子炉水位計</li> <li>・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・高圧代替注水系タービン入口圧力</li> <li>・高圧代替注水系タービン排気圧力</li> <li>・高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</li> </ul>	<p>d. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「1.2.1(2) b. (a) 高圧代替注水系による原子炉注水」及び「1.2.1(2) c. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」により原子炉へ注水する際は、原子炉水位を監視又は推定する手段がある。</p> <p>また、原子炉へ注水するための<b>常設高圧代替注水系ポンプの作動状況</b>を確認する手段がある。</p> <p>さらに、<b>原子炉</b>を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。</p> <p><b>なお、現場計器については、S<sub>s</sub>機能維持を担保する設計である。</b></p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）</li> <li>・原子炉圧力，原子炉圧力（SA）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・サブプレッション・プール水位</li> </ul> <p>高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（広帯域※<sup>2</sup>，燃料域※<sup>2</sup>，SA広帯域※<sup>2</sup>，SA燃料域※<sup>2</sup>）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・可搬型計測器</li> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力</li> <li>・高圧代替注水系タービン入口圧力</li> <li>・高圧代替注水系タービン排気圧力</li> </ul> <p>※<sup>2</sup>：中央制御室にて監視可能であるが、現場においても監視可能。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p> <p>東二は、高圧代替注水系系統流量を設置し、高圧代替注水系（現場起動時）による原子炉への注入状態を監視する。</p> <p>柏崎は、可搬式原子炉水位計により、原子炉への注入状態を監視する。</p> <p>東二の原子炉水位は、中央制御室で可搬型計測器による監視が可能であるが、現場においても計測及び監視が可能。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）</li> <li>・可搬式原子炉水位計</li> <li>・原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力</li> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</li> <li>・可搬型回転計</li> </ul> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>監視及び制御にて使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧代替注水系の作動状況を監視することにより，発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（狭帯域），復水貯蔵槽水位，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器</li> </ul> <p>高圧代替注水系の操作盤は中央制御室裏盤に設置されており，高圧代替注水系を中央制御室裏盤から起動した際は，中央制御室表盤に設置されている原子炉水位（狭帯域）及び復水貯蔵槽水位は監視に適さないが，複数の計器で監視する手段としては有効である。なお，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器は，中央制御室での監視はできないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが，耐震性は有しており，現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>「1.2.1(2) d. 監視及び制御」で使用する設備のうち，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），高圧代替注水系系統流量，サプレッション・プール水位，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力，高圧代替注水系タービン入口圧力，高圧代替注水系タービン排気圧力及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉水位及び常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を監視することにより，原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup>                  記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>東二は高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器及び可搬型計測器を重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>なお、柏崎は上記計器を自主対策設備と位置付ける。</p> <p>東二は高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器及び可搬型計測器を重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>なお、柏崎は上記計器を自主対策設備と位置付ける。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系、制御棒駆動系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p> <p>i. ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに水を補給することで、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに水を補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する設備及び注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>・ほう酸水注入系貯蔵タンク</li> <li>・ほう酸水注入系テストタンク</li> <li>・ほう酸水注入系配管・弁</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・復水補給水系</li> <li>・消火系</li> <li>・純水補給水系</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<p>e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉注水により原子炉水位が維持できない場合には、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>i) ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉注水を継続する。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び純水系による注水を継続する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入ポンプ</li> <li>・ほう酸水貯蔵タンク</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>東二のほう酸水注入系テストタンクは耐震性が確保されておらず、タンク容量も少ないため、重大事故等対処設備であるほう酸水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>（以下、設計方針の相違*8）</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 制御棒駆動系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。制御棒駆動系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒駆動水ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・制御棒駆動系配管・弁</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> </ul> <p>iii. 高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで高圧炉心注水系を一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施する。</p> <p>高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ緊急注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧炉心注水系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・復水補給水系配管</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> </ul>	<p>ii) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</p> <p>復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒駆動水ポンプ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁機能）</li> </ul>	<p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>ほう酸水注入系による進展抑制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、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、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全て網羅されている。以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における注水機能が喪失した場合においても、重大事故等の進展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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）                      発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えてほう酸水注入系貯蔵タンク及びほう酸水注入系テストタンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに水を補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</li> <li>・制御棒駆動系                      発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</li> <li>・高圧炉心注水系                      モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり、十分な期間の運転継続はできないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</li> <li>・第二代替交流電源設備                      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。</li> </ul>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.2.1(2) e. (a) i) ほう酸水注入系による原子炉注水」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及び逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) e. (a) ii) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での冷却機能が喪失した場合においても重大事故等の進展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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）                      ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに補給することができ、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</li> <li>・制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク                      原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンクは耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</li> </ul>	<p>記載方針の相違*<sup>3</sup>                      記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>8</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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. 監視及び制御」及び「d. 重大事故等の進展抑制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、<b>運転員</b>及び緊急時対策要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。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.2.1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備する（第1.2.2表、第1.2.3表）。</p>	<p>f. 手順等</p> <p>上記「a. <b>設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備</b>」, 「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」, 「c. サポート系故障時の対応手段及び設備」, 「d. 監視及び制御」及び「e. 重大事故等の進展抑制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、<b>運転員等※3</b>及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.2-1表）。</p> <p>また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.2-2表、第1.2-3表）。</p> <p><b>※3 運転員等</b>：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。</p>	<p>柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順」にて整理。（比較表ページ55）</p> <p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対策要員のうち運転操作対応要員が重大事故等の対応に当たることとしている。</p> <p>運転員等の定義を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p>	<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル2）による原子炉隔離時冷却ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>ただし、原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系ポンプが停止した場合、又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず、原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合には、原子炉隔離時冷却系ポンプを手動停止する。なお、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点未満で、原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に、原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部到達までに原子炉への注水を開始する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①自動起動信号が発信した場合</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル2）信号が発信した場合。</p> <p>②手動起動の場合</p> <p>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）による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.2-2図に、タイムチャートを第1.2-3図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））により、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p>	<p>柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整理（比較表ページ55）」</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>④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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性                  上記の操作は、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。                  【自動起動信号が発信した場合】                  ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。                  【手動起動の場合】                  ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。                  中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水                  高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル2）若しくはドライウェル圧力高信号による高圧炉心スプレイ系ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準                  以下のいずれかの状況に至った場合。                  ①自動起動信号が発信した場合                  原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。                  ②手動起動の場合                  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）及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p>	<p>柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整理（比較表ページ55）                  なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>b. 操作手順</p> <p>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。                      概要図を第1.2-4図に、タイムチャートを第1.2-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁が開となったことを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>④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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【自動起動信号が発信した場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。</li> </ul> <p>【手動起動の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。</li> </ul> <p>中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>柏崎は「1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）として整理（比較表ページ55）</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（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原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、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ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。</p>	<p>記載方針の相違*1</p> <p>東二は手順着手の判断基準として水源確保を含めている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室からの高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.4図に、タイムチャートを第1.2.5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中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、高圧代替注水系注入弁の全開操作を実施し、当直副長に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。</p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇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。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-6図に、タイムチャートを第1.2-7図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系起動による原子炉注水に必要な原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の電源切替え操作を実施し、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。</p> <p>⑦運転員等は、発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開とし、常設高圧代替注水系ポンプを起動する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載内容に相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</p>	<p>①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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載内容に相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p> <p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違</p> <p>東二は中央制御室内の操作性を記載した。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（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原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系に原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.4図に、タイムチャートを第1.2.6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、運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、原子炉圧力容器内の水位を確認するため、原子炉建屋地上1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として、高圧代替注水系注入弁を現場操作用のハンドルにて全開操作し、当直副長に高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。</p>		<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑤当直副長は、現場運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。また、中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。また、原子炉建屋地下2階高圧代替注水系ポンプ室（管理区域）の現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、現場運転員E及びFに作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>⑦現場運転員E及びFは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉建屋地上1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに、高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、可搬式原子炉水位計による監視ができない場合は、中央制御室運転員の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。</p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで約40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。</p>		<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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1.2.18図に示す。</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p>	<p>(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1.2-14図に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失し原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、中央制御室からの手動操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p>	<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水</p>	<p>1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、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への注水ができない場合に、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池から給電される常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動操作により起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室からの高圧代替注水系起動の操作手順については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>中央制御室からの高圧代替注水系起動の操作の成立性については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。</p>	<p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、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ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（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原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンクドレン弁等を開操作することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>		<p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.7図、第1.2.8図に、タイムチャートを第1.2.9図に示す。</p> <p>[現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。</p> <p>③現場運転員E及びFは、原子炉圧力容器内の水位を確認するため、原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁、原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁、原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁の全開操作を実施し、当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、原子炉隔離時冷却系注入弁を現場操作のハンドルにて全開操作するとともに、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を装着（現場運転員E及びFはこれを補助する）し、当直副長に現場手動操作に原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。</p> <p>⑦当直副長は、現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。また、中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</p>		<p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑧現場運転員 C 及び D は、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整する。また、原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し、現場運転員 E 及び F に作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>⑨現場運転員 E 及び F は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、可搬式原子炉水位計による監視ができない場合は、中央制御室運転員の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>[原子炉隔離時冷却系排水処理（緊急時対策要員操作）]</p> <p>①緊急時対策本部は、緊急時対策要員に排水処理を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、排水処理に必要な発電機、制御盤、水中ポンプ、電源ケーブル、ホース及びホース用吐出弁（吊り具含む）の準備を行い、6号及び7号炉サービス建屋屋外入口まで移動する。</p> <p>③緊急時対策要員は、防護扉を開放する。</p> <p>④緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置、6号及び7号炉廃棄物処理建屋地上1階（管理区域）に制御盤を設置、原子炉建屋地下3階残留熱除去系ポンプ室(A)内（管理区域）の高電導度廃液系サンプ(A)に水中ポンプを設置、6号及び7号炉コントロール建屋地上1階（管理区域）に電源ケーブル及びホースを搬入する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、発電機－制御盤間及び制御盤－水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し、制御盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブルを接続する。</p>		<p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑥緊急時対策要員は、原子炉建屋地下3階残留熱除去系(A)ポンプ室水密扉及び高電導度廃液系サンプ(D)室扉を開放し固縛する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、水中ポンプの吐出側にホースを接続し、接続したホースを原子炉建屋地下3階高電導度廃液系サンプ(D)室内(管理区域)の高電導度廃液系サンプ(D)まで敷設する。また、吐出口にホース用吐出弁を取付け固縛する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、発電機を起動させるため、発電機本体から起動操作を行い発電機を起動させる。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、水中ポンプを起動させるため、制御盤から起動操作を行い水中ポンプを起動させ、高電導度廃液系サンプ(D)へ送水を開始する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、水中ポンプの運転状態を制御盤の状態表示にて確認する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、排水処理を開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで約90分、緊急時対策要員による排水処理開始まで約180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(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。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。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービングラント部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>		<p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、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への注水ができない場合において、直流電源の確保ができず中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプが起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>「1.2.2.4 監視及び制御」の手順については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合において、サプレッション・プールの水位の水位が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.2-8図に、タイムチャートを第1.2-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉水位指示値を確認する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉とする。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>④運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。</p> <p>⑦運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより、常設高圧代替注水系ポンプを起動する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、常設高圧代替注水系ポンプの作動状況及び原子炉への注水が開始されたことを可搬型計測器を用いた原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。なお、中央制御室にて原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量の監視ができない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて可搬型計測器を用いた原子炉水位指示値を監視し、現場計器にて常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値を確認することで、常設高圧代替注水系ポンプの作動状況及び原子炉への注水が開始されたことを確認する。</p> <p>⑪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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持するように指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器を用いた原子炉水位指示値を確認し、原子炉建屋原子炉棟の運転員等と連絡を密にし、原子炉建屋原子炉棟の運転員等が常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の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（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて実施した場合、作業開始を判断してから現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水開始まで58分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池）が枯渇する前に常設代替交流電源設備、<b>第二代替交流電源設備</b>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の<b>運転継続</b>に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、全交流動力電源の喪失により<b>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）</b>が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<b>直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池</b>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、<b>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備</b>又は<b>可搬型代替交流電源設備</b>が<b>使用可能な場合</b>。</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>(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>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源の喪失により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動<b>及び</b>運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備<b>として使用する常設代替高圧電源装置</b>又は可搬型代替交流電源設備<b>として使用する可搬型代替低圧電源車</b>により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び運転継続</b>に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において、サブプレッション・プール水の除熱機能である<b>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の機能が喪失している場合は、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水</b>を準備する。サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び</b>運転継続に必要な<b>所内常設直流電源設備の蓄電池</b>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設代替交流電源設備に関する操作の成立性<b>及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は</b>、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、<b>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</b>又は<b>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</b>により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水開始まで<b>3分以内</b>と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>設計方針の相違*7</p> <p>東二は原子炉隔離時冷却系の水源として、サブプレッション・プールの他に復水貯蔵タンク自主対策設備として整備しているが、復水貯蔵タンクは使用できない場合があるため、低圧注水系を準備し、原子炉を減圧することで、低圧注水系による原子炉の注水を確保する手段としている。</p> <p>柏崎は設備が使用可能な場合を判断基準に含めている。</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>東二は電源復旧後から原子炉注水開始までの成立性を整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、<b>所内蓄電式直流電源設備の蓄電池（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池）</b>が枯渇する前に可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の<b>運転継続</b>に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、全交流動力電源の喪失により<b>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</b>が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<b>直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池</b>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型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>(c) 操作の成立性</p> <p>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>b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動<b>及び</b>運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、<b>所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前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</b>又は可搬型代替直流電源設備として使用する<b>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</b>により給電し、原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び</b>運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において、サプレッション・プール水の除熱機能である<b>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の機能</b>が喪失している場合は、サプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、低圧代替注水系（可搬型）<b>による原子炉への注水</b>を準備する。サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び</b>運転継続に必要な<b>所内常設直流電源設備の蓄電池</b>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合において、<b>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</b>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<b>可搬型代替低圧電源車</b>により必要な直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び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>また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、<b>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</b>又は可搬型代替直流電源設備として使用する<b>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</b>により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水開始まで<b>3分以内</b>と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>東二は原子炉隔離時冷却系の水源として、サプレッション・プールの他に復水貯蔵タンク自主対策設備として整備しているが、復水貯蔵タンクは使用できない場合があるため、低圧注水系を準備し、原子炉を減圧することで、低圧注水系による原子炉の注水を確保する手段としている。</p> <p>東二は電源復旧後から原子炉注水開始までの成立性を整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池）が枯渇する前に直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>直流給電車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>直流給電車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>設備方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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1.2.18図に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、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ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、<b>第二代替交流電源設備</b>又は<b>可搬型代替交流電源設備</b>により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の<b>運転継続</b>に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備による給電ができない場合は、<b>可搬型直流電源設備</b>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備及び<b>可搬型直流電源設備</b>による給電ができない場合は、<b>直流給電車</b>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p>	<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等<b>時</b>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1.2-14図に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応</p> <p>中央制御室からの手動操作により重大事故等<b>対処設備</b>である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p><b>直流電源の確保ができず</b>中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉<b>へ注水</b>する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動<b>及び</b>運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備<b>として使用する常設代替高圧電源装置</b>又は<b>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</b>により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び</b>運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備により<b>給電</b>ができない場合は、<b>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</b>又は<b>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</b>により原子炉隔離時冷却系の<b>起動及び</b>運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>1.2.2.4 監視及び制御</p> <p>(1) 原子炉水位の監視又は推定</p> <p>原子炉を冷却するため原子炉圧力容器内の水位が維持されていることを原子炉水位により監視する。また、この計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により起動した常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を中央制御室にて確認する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認に関する手順は、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。</p>	<p>東二は条文要求に基づく章立てを行い、手順を整理する。柏崎は記載なし。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認に関する操作の成立性については、  「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整理する。</p> <p>(3) 原子炉水位の制御</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水をしている場合に、常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで原子炉圧力容器内の水位を制御する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水をしている場合に、原子炉圧力容器内の水位の制御が必要な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉水位の制御に関する手順については、  「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉水位の制御に関する操作の成立性については、  「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整理する。</p> <p>1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合には、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉への注水を継続する。</p>	<p>東二は条文要求に基づく章立てを行い、手順を整理する。柏崎は記載なし。</p> <p>東二のほう酸水貯蔵タンクへの補給系統は純水系のみであるが、柏崎は、純水補給水系の他、復水補給水系及び消火系の補給系統を整備している。設計方針の相違*8</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2.10図に、タイムチャートを第1.2.11図に示す。                  [ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプの吸込圧力を確保するため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びB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込弁が全開となり、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。）を実施する。</p> <p>⑦現場運転員C及びDは、原子炉建屋地上3階ほう酸水注入系貯蔵タンク室（管理区域）にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水タンク液位指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態の場合で、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ系、高圧代替注水系及び制御棒駆動水圧系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。                  概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。  <b>【ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入】</b></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（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。）を実施することにより、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開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いがないことから操作手順に限り色別化は省略する。                  なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水]</p> <p>⑧当直副長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の準備開始を指示する。</p> <p>※ [ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入] の準備と併せて実施する。</p> <p>⑨現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホースを接続（復水補給水系～純水補給水系の間）し、復水補給水系積算計出口ドレン弁、復水補給水系積算計出口ペントライン接続口止め弁、純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系 MSIV/SRV ラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉並びにほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁の全開操作実施後、当直副長にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑪当直副長は、運転員にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。</p> <p>⑫現場操作員 C 及び D は、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁を調整開とし、ほう酸水注入系貯蔵タンクに補給する。</p> <p>⑬現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】</p> <p>⑥発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いがないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員 E 及び F は、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、ほう酸水注入系ポンプ吸込圧力確保のため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の系統構成として、ホースを接続（復水補給水系～純水補給水系の間）し、復水補給水系積算計出口ドレン弁、復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁、純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系 MSIV/SRV ラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉並びにほう酸水注入系テストタンク出口弁の全開操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑧当直副長は、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑨現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系注入弁(A)又は(B)の全開操作を実施した後、ほう酸水注入ポンプ(A)又は(B)を起動する。原子炉建屋地上3階ほう酸水注入系貯蔵タンク室（管理区域）にて、ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後、速やかにほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵槽水位指示値により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑪現場運転員 C 及び D は復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>		<p>設計方針の相違*8</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は、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2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約20分で可能である。</p> <p>さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで約65分で可能である。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ注水する場合は、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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで約75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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給し、ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水を行う場合は、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで60分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*8</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、<b>制御棒駆動系が使用可能な場合。</b></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。<b>手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に</b>、概要図を第1.2.12図に、タイムチャートを第1.2.13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制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、制御棒駆動系の起動に必要なポンプ、監視計器の電源及び冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動系が使用可能か確認する。</p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、制御棒駆動水ポンプ(A)の起動操作を実施し、制御棒駆動水ポンプ(A)が起動したことを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動系系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、非常用交流電源設備により電源及び冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉への注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、<b>復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</b></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-12図に、タイムチャートを第1.2-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に制御棒駆動水ポンプの起動を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水ポンプを起動し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開にする。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<b>制御棒駆動水圧系による</b>原子炉注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。</p>	<p>東二は水源の確保、柏崎は設備が使用可能な場合を判断基準に含めている。</p> <p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いがないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員の報告が対になる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始まで約20分で可能である。</p> <p>c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p>全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を確保することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による非常用高圧母線D系への給電が可能となった場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.14図に、タイムチャートを第1.2.15図に示す。</p> <p>※高圧炉心注水系ポンプを冷却水がない状態で運転する場合の許容時間が定められており、高圧炉心注水系ポンプ起動から運転許容時間を経過する前に停止し、高圧炉心注水系の機能を温存させる。</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高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、高圧炉心注水系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系ポンプ(B)の起動操作を実施し、高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認するとともに、当直副長に高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水の準備完了を報告する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑤当直副長は、中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水の開始を指示する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁 (B) を全開として原子炉圧力容器への緊急注水を開始する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への緊急注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇及び高圧炉心注水系 (B) 系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑧当直副長は、高圧炉心注水系ポンプの運転許可時間を経過する前に、中央制御室運転員に高圧炉心注水系ポンプ (B) を停止するよう指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁 (B) を全閉とし、高圧炉心注水系ポンプ (B) を停止する。</p> <p>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水開始まで約 25 分で可能である。</p>		<p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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1.2.18図に示す。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備等により非常用高圧母線の電源を確保し、高圧炉心注水系が健全であれば、高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転（緊急注水）することで重大事故等の進展を抑制する。高圧炉心注水系が使用できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源等により非常用高圧母線の電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備により電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。制御棒駆動系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</p> <p>なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際は、通常時の補給にて使用する純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系から補給する。</p>	<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1.2-14図に示す。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、原子炉圧力容器内への注水量が多い制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する。ただし、制御棒駆動水圧系による原子炉注水は、制御棒駆動水圧系が使用できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系では原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</p> <p>なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合は、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉への注水を継続する。</p>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>東二のほう酸水貯蔵タンクへの補給系統は純水系のみであるが、柏崎は、純水補給水系の他、復水補給水系及び消火系の補給系統を整備している。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の第一水源は復水貯蔵槽であり、LOCA信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高）かつサブプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。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）が機能喪失している場合、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお、事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に保持する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2.16図に示す。</p> <p>[原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水]</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隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウェル圧力高）により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。</p>		<p>東二は「1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて整理。</p> <p>（比較表ページ25）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>③中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇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。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。                      [原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合）]</p> <p>①当直副長は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える前に原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え、その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁が全開、その後、原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバ・プール側吸込隔離弁が全閉し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認する。</p> <p>c. 操作の成立性                      上記の操作は、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）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>		<p>東二は「1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて整理。                      （比較表ページ25）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し、復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>高圧炉心注水系の第一水源は復水貯蔵槽であり、サブプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。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）が機能喪失している場合、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し、高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心注水系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお、事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超えると想定された場合は、高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に保持する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.2.17 図に示す。</p> <p>[高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水]</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高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心注水系ポンプが起動し、高圧炉心注水系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇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。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>		<p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[高圧炉心注水系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合）]</p> <p>①当直副長は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える前に高圧炉心注水系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え、その後の高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁が全開、その後、高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバ・プール側吸込隔離弁が全閉し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、電動弁及び中央制御室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、第二代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直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>復水貯蔵槽への水の補給手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉水位の監視又は推定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>1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、制御棒駆動水ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>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、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>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>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>設計方針の相違*4</p> <p>東二は低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水する具体的な手順を技術的能力「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、操作の判断、確認に係る計器設備に関する手順を技術的能力については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」に整備することを記載。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																					
<p>第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順            対応手段、対応設備、手順書一覧（1/6）            （重大事故等対応設備（設計基準拡張））</p>	<p>第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順            対応手段、対応設備、手順書一覧（1/11）            （設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉注水）</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応設備</th> <th>対応手段</th> <th>対応設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">重大事故等対応設備（設計基準拡張）</td> <td rowspan="3">-</td> <td rowspan="2">発電用原子炉の冷却</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1</td> <td>重大事故等対応設備 （設計基準拡張）</td> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A</td> <td>重大事故等 対応設備</td> </tr> <tr> <td>発電用原子炉の冷却</td> <td>高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1</td> <td>重大事故等対応設備 （設計基準拡張）</td> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器</td> <td>重大事故等 対応設備</td> </tr> </tbody> </table>	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	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	-	発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A	重大事故等 対応設備	発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等		復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備	<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応設備</th> <th>対応手段</th> <th colspan="2">対応設備</th> <th>整備する手順書※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準事故対応設備</td> <td>-</td> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td>主要設備</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4</td> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>関連設備</td> <td>サブプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 ・125V系蓄電池 A系</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。      ※2：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。      ※3：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。      ※4：運転員による操作不要の設備である。      □：自主的に整備する対応手段を示す。</p>	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		整備する手順書※1	設計基準事故対応設備	-	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等				関連設備	サブプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 ・125V系蓄電池 A系	<p>東二は設計基準事故対応設備に対し、重大事故等対応設備（設計基準拡張）としての位置付けをしない。            東二は対応設備を主要設備（主たるポンプ・除熱のための熱交換器や冷却水源等）、関連設備（水源・流路・電源等）に分けて整理している。            東二は設備名で統一しているが、柏崎は系統名による記載と設備名による記載が混在している。            東二は1つの手段につき1つの表で示している。            （以下、第1.2-1表において同様）            設計方針の相違*1~8            （以下、第1.2-1表において同様）</p>
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																																			
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	-	発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等																																		
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A	重大事故等 対応設備																																			
		発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等																																		
	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備																																					
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		整備する手順書※1																																		
設計基準事故対応設備	-	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等																																		
			関連設備	サブプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 ・125V系蓄電池 A系																																			
<p>※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>																																							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段、対応設備、手順書一覧（2／11） （設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉注水）					柏崎は比較表ページ59に記載。
分類 設計基準事故対応設備	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 -	対応手段 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	対応設備 主要設備 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 関連設備 サプレッション・プール 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		整備する手順書※1 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備 非常時運転手順書II（徴候ベース） 「水位確保」等	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（2/6） （フロントライン系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（3/11） （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	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	整備する手順書※1		
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	操作による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の中央制御室からの	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	中央制御室からの高圧代替注水系起動	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備				関連設備	サブプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※2 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ		
		操作による発電用原子炉の冷却 高圧代替注水系の現場操作	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」						

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：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。

※3：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。

※4：運転員による操作不要の設備である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6） （サポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（4/11） （サポート系故障時）					東二はサポート系故障時の手段として中央制御室からの高圧代替注水系起動を整備する。 なお、柏崎は対応手段として選定は行っていないが、東二同様の対応を行う。
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	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	整備する手順書※1	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	中央制御室からの高圧代替注水系起動	常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領					
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備						
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	— ※1	サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	中央制御室からの高圧代替注水系起動	サブプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※2 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備						
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備						
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）		サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	中央制御室からの高圧代替注水系起動		
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等対応設備						

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：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。  
 ※3：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。  
 ※4：運転員による操作不要の設備である。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																										
<p>対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6） （サポート系故障時）</p> <table border="1" data-bbox="112 443 1160 963"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th>対応手段</th> <th>対応設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>サポート系故障時</td> <td>全交流動力電源</td> <td>原子炉隔離時冷却系への給電</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1</td> <td>自主対策設備 - ※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：手順は「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応設備	対応手段	対応設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備 - ※1	<p>対応手段，対応設備，手順書一覧（5/11） （サポート系故障時）</p> <table border="1" data-bbox="1314 432 2466 1104"> <thead> <tr> <th rowspan="2">分類</th> <th rowspan="2">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th rowspan="2">対応手段</th> <th colspan="2">対応設備</th> <th rowspan="2">整備する手順書※1</th> </tr> <tr> <th>主要設備</th> <th>重大事故等対応設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障</td> <td rowspan="2">外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）</td> <td rowspan="2">現場での人力操作による高圧代替注水系起動</td> <td>常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器</td> <td>重大事故等対応設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。    ※2：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。    ※3：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。    ※4：運転員による操作不要の設備である。  <input type="checkbox"/>：自主的に整備する対応手段を示す。</p>	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		整備する手順書※1	主要設備	重大事故等対応設備	サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	現場での人力操作による高圧代替注水系起動	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	サブプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	<p>柏崎は比較表ページ62に記載。</p>
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	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備 - ※1																								
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		整備する手順書※1																							
			主要設備	重大事故等対応設備																								
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	現場での人力操作による高圧代替注水系起動	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等																							
			サブプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段、対応設備、手順書一覧（6／11） （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		整備する手順書※1
	サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備
関連設備	サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備				
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎は比較表ページ62に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考					
	対応手段、対応設備、手順書一覧 (7/11) (サポート系故障時)					柏崎は比較表ページ62に記載。					
分類  サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	対応手段  代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1760 441 1813 1186">分類</th> <th data-bbox="1813 441 2160 1186">対応設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1760 514 1813 766">主要設備</td> <td data-bbox="1813 514 2160 766">                             原子炉隔離時冷却系ポンプ                              逃がし安全弁（安全弁機能）※4                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1760 766 1813 1186">関連設備</td> <td data-bbox="1813 766 2160 1186">                             サプレッション・プール                              原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁                              主蒸気系配管・弁                              原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ                              原子炉圧力容器                              常設代替直流電源設備※2                              ・緊急用125V系蓄電池                              可搬型代替直流電源設備※2                              ・可搬型代替低圧電源車                              ・可搬型整流器                              燃料給油設備※2                              ・可搬型設備用軽油タンク                              ・タンクローリ                         </td> </tr> </tbody> </table>	分類	対応設備		主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	関連設備	サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※2 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	整備する手順書※1  重大事故等対応設備  重大事故等対応設備
分類	対応設備										
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4										
関連設備	サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※2 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ										
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考			
対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6） （監視及び制御）					対応手段，対応設備，手順書一覧（8/11） （監視及び制御）								
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	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	整備する手順書 <sup>※1</sup>				
監視及び制御	-	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	-	-	-	-	-	-		
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備									
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対応設備								事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」	
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備									
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対応設備									
			高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	-								原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
		原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 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ポンプ吸込圧力 可搬式回転計			自主対策設備								
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）			重大事故等対応設備								
		原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計			自主対策設備								
		原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）			重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等							
		原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位			自主対策設備								
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対応設備										

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：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。  
 ※3：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。  
 ※4：運転員による操作不要の設備である。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧（6/6） （重大事故等の進展抑制）					対応手段，対処設備，手順書一覧（9/11） （重大事故等の進展抑制）						
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	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	対応設備	整備する手順書※1		
重大事故等の進展抑制	-	進展抑制（ほう酸水注入系による）	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 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」	重大事故等の進展抑制	-	ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）	主要設備	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
		自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備							
		進展抑制（注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備				関連設備	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 常設代替交流電源設備※2 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	
		制御棒駆動系による	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備※1 第二代替交流電源設備※1	自主対策設備				自主的に整備する対応手段を示す。			
による進展抑制	高圧炉心注水系緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」								
※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（10／11） （重大事故等の進展抑制）					柏崎は比較表ページ67に記載。
重大事故等の進展抑制	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 —	対応手段 ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）	主要設備 ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対処設備	整備する手順書※1 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領	
			関連設備 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 常設代替交流電源設備※2 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備		
			純水系	自主対策設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考	
重大事故等の進展抑制	対応手段，対応設備，手順書一覧（11／11） （重大事故等の進展抑制）						柏崎は比較表ページ67に記載。
	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		整備する手順書※1	
		-	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	主要設備 逃がし安全弁（安全弁機能）※4	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等	
		関連設備	原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※2 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備			
			復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主対策設備			
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：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。 ※3：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。 ※4：運転員による操作不要の設備である。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																			
<p style="text-align: center;">第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/5）</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">1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>AM用直流125V充電器蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧代替注水系系統流量</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>AM用直流125V充電器蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧 AM用直流125V 充電器蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型回転計 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ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td></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）	1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等	判断基準	電源	AM用直流125V充電器蓄電池電圧	原子炉圧力容器内の水位	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）	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」	判断基準	電源	AM用直流125V充電器蓄電池電圧	原子炉圧力容器内の水位	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）	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力			1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	判断基準	電源	直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧 AM用直流125V 充電器蓄電池電圧	原子炉圧力容器内の水位	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）	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	補機監視機能	可搬型回転計 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ポンプ吸込圧力			<p style="text-align: center;">第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/8）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>給水流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</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</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。      ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順			(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1					<p>東二は監視計器について、重大事故等対処設備としての要求（耐性等）を満たし設計されているもの、そうでないものとの区別を注記している（詳細は1.15（事故時の計装に関する手順等）にて整理する）。</p> <p>（以下、第1.2-2表において同様）</p> <p>柏崎は比較表ページ73に記載。</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）																																																																																			
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																																																																																					
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等	判断基準	電源	AM用直流125V充電器蓄電池電圧																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	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）																																																																																		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																																																		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																																		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量																																																																																		
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」	判断基準	電源	AM用直流125V充電器蓄電池電圧																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	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）																																																																																		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計																																																																																		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力																																																																																		
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水																																																																																					
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	判断基準	電源	直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧 AM用直流125V 充電器蓄電池電圧																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	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）																																																																																		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計																																																																																		
		補機監視機能	可搬型回転計 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ポンプ吸込圧力																																																																																		
対応手順	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）																																																																																			
1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順																																																																																					
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																																																		
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量																																																																																		
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																																																		
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																																																		
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																																																																		
		原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1																																																																																		
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考																			
<p>監視計器一覧（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="121 401 468 457">手順書</th> <th data-bbox="477 401 750 457">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="759 401 1160 457">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="121 464 1160 520">1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 527 468 1129">                     事故時運転操作手順書（微候ベース）                      「水位確保」等                       AM 設備別操作手順書                      「SLCポンプによる原子炉注水」                 </td> <td data-bbox="477 527 750 1129">                     判断基準                       電源                       原子炉压力容器内の水位                       水源の確保                       操作                       原子炉压力容器内の水位                       原子炉压力容器内の圧力                       補機監視機能                 </td> <td data-bbox="759 527 1160 1129">                     M/C C 電圧                      M/C D 電圧                      P/C C-1 電圧                      P/C D-1 電圧                      直流 125V 主母線盤 A 電圧                      直流 125V 主母線盤 B 電圧                       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）                       復水貯蔵槽水位                      復水貯蔵槽水位（SA）                      ろ過水タンク水位                      純水タンク水位                       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）                       原子炉圧力                      原子炉圧力（SA）                       ほう酸水注入系ポンプ出口圧力                      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                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 1136 468 1848">                     事故時運転操作手順書（微候ベース）                      「水位確保」等                       AM 設備別操作手順書                      「CRDによる原子炉注水」                 </td> <td data-bbox="477 1136 750 1848">                     判断基準                       電源                       原子炉压力容器内の水位                       補機監視機能                       水源の確保                       操作                       原子炉压力容器内の水位                       原子炉压力容器内の圧力                       原子炉压力容器への注水量                       補機監視機能                       水源の確保                 </td> <td data-bbox="759 1136 1160 1848">                     M/C C 電圧                      P/C C-1 電圧                      直流 125V 主母線盤 A 電圧                       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）                       原子炉補機冷却水系(A)系統流量                       復水貯蔵槽水位                      復水貯蔵槽水位（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）                       原子炉圧力                      原子炉圧力（SA）                       制御棒駆動系系統流量                       制御棒駆動系充てん水ライン圧力                       復水貯蔵槽水位                      復水貯蔵槽水位（SA）                 </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）	1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」	判断基準  電源  原子炉压力容器内の水位  水源の確保  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  補機監視機能	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧  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）  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位 純水タンク水位  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）  原子炉圧力 原子炉圧力（SA）  ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 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	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準  電源  原子炉压力容器内の水位  補機監視機能  水源の確保  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  原子炉压力容器への注水量  補機監視機能  水源の確保	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧  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）  原子炉補機冷却水系(A)系統流量  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（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）  原子炉圧力 原子炉圧力（SA）  制御棒駆動系系統流量  制御棒駆動系充てん水ライン圧力  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	<p>監視計器一覧（2/8）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1329 401 1665 457">対応手順</th> <th data-bbox="1673 401 2006 457">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2015 401 2427 457">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1329 464 2427 520">1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 527 1605 1539">(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1614 527 2006 1539">                     判断基準                       原子炉压力容器内の水位                       原子炉压力容器への注水量                       水源の確保                       補機監視機能                       操作                       原子炉压力容器内の水位                       原子炉压力容器内の圧力                       原子炉压力容器内への注水量                       水源の確保                 </td> <td data-bbox="2015 527 2427 1539">                     原子炉水位（狭帯域）                      原子炉水位（広帯域）※1                      原子炉水位（燃料域）※1                      原子炉水位（SA広帯域）※1                      原子炉水位（SA燃料域）※1                       給水流量                      原子炉隔離時冷却系系統流量※1                       サプレッション・プール水位※1                       原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力                      給水系ポンプ吐出ヘッド圧力                       原子炉水位（狭帯域）                      原子炉水位（広帯域）※1                      原子炉水位（燃料域）※1                      原子炉水位（SA広帯域）※1                      原子炉水位（SA燃料域）※1                       原子炉圧力※1                      原子炉圧力（SA）※1                       高圧炉心スプレイ系系統流量※1                       サプレッション・プール水位※1                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順			(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器への注水量  水源の確保  補機監視機能  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  原子炉压力容器内への注水量  水源の確保	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1  給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1  サプレッション・プール水位※1  原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力  原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1  原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1  高圧炉心スプレイ系系統流量※1  サプレッション・プール水位※1	<p>柏崎は比較表ページ74に記載。</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）																					
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制																							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」	判断基準  電源  原子炉压力容器内の水位  水源の確保  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  補機監視機能	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧  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）  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位 純水タンク水位  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）  原子炉圧力 原子炉圧力（SA）  ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 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																					
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準  電源  原子炉压力容器内の水位  補機監視機能  水源の確保  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  原子炉压力容器への注水量  補機監視機能  水源の確保	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧  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）  原子炉補機冷却水系(A)系統流量  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（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）  原子炉圧力 原子炉圧力（SA）  制御棒駆動系系統流量  制御棒駆動系充てん水ライン圧力  復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																					
対応手順	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）																					
1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順																							
(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器への注水量  水源の確保  補機監視機能  操作  原子炉压力容器内の水位  原子炉压力容器内の圧力  原子炉压力容器内への注水量  水源の確保	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1  給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1  サプレッション・プール水位※1  原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力  原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1  原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1  高圧炉心スプレイ系系統流量※1  サプレッション・プール水位※1																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																		
<p>監視計器一覧（3/5）</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">1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」</td> <td>電源</td> <td>M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線整 B 電圧</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）</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <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）</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>原子炉压力容器への注水流量</td> <td>高圧炉心注水系(B)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>高圧炉心注水系(B)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</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）	1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線整 B 電圧	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）		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	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）	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉压力容器への注水流量	高圧炉心注水系(B)系統流量	補機監視機能	高圧炉心注水系(B)吐出圧力	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	<p>監視計器一覧（3/8）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水流量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイス系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力</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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>高圧代替注水系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水			a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイス系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	<p>柏崎は比較表ページ70に記載。</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）																																																		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制																																																				
事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線整 B 電圧																																																		
	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）																																																		
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																		
操作	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）																																																		
	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																		
	原子炉压力容器への注水流量	高圧炉心注水系(B)系統流量																																																		
	補機監視機能	高圧炉心注水系(B)吐出圧力																																																		
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																		
対応手順	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）																																																		
1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水																																																				
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																	
		原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイス系統流量※1																																																	
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																	
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力																																																	
		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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																	
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																																	
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1																																																	
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																				
<p>監視計器一覧（4/5）</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">1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等</td> <td>電源</td> <td>直流 125V 主母線盤 A 電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">判断基準</td> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位</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）	1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水			事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	原子炉圧力容器内の水位	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）	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉圧力容器内の水位	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）	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	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	補機監視機能	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	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位	<p>監視計器一覧（4/8）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</td> <td rowspan="10">判断基準</td> <td>電源</td> <td>275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。） 2 C 電圧※2 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水流量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧代替注水系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。） 2 C 電圧※2 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1	原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	<p>柏崎は比較表ページ 70 に記載。</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）																																																				
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																																																						
事故時運転転換手順書（微候ベース） 「水位確保」等	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧																																																				
	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																				
判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																				
	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																				
	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																																																				
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量																																																				
	補機監視機能	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																																																				
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																				
対応手順	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）																																																				
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水																																																						
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。） 2 C 電圧※2 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧																																																			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1																																																			
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1																																																			
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																			
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																																			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1																																																			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																																			
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※1																																																			
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																			
<p>監視計器一覧(5/5)</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">1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等</td> <td>電源</td> <td>M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位</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）	1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧	原子炉圧力容器内の水位	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）	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位	操作	原子炉圧力容器内の水位	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）	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	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量	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	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位	<p>監視計器一覧 (5/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水流量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水流量</td> <td>高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）	原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）	原子炉圧力容器への注水流量	高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)	補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	<p>柏崎は比較表ページ70に記載。</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）																																																			
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水																																																					
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧																																																			
	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																			
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																			
操作	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																			
	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																																																			
	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量																																																			
	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																																																			
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																			
対応手順	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）																																																			
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水																																																					
b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）																																																		
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)																																																		
	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																			
	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																			
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA 広帯域）※1 原子炉水位（SA 燃料域）※1 (可搬型計測器) 原子炉水位（狭帯域）																																																		
		原子炉圧力容器への注水流量	高圧代替注水系系統流量※1 (可搬型計測器)																																																		
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力																																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考						
<b>監視計器一覧（6／8）</b>									
対応手順	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）							
1.2.2.4 監視及び制御									
(1) 原子炉水位の監視又は推定	判断基準 操作	「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。							
(2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認	判断基準 操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1656 714 1988 924">電源</td> <td data-bbox="1988 714 2502 924">275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1656 924 1988 1186">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1988 924 2502 1186">原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）</td> </tr> </table>	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）	「1.2.2.3 (1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」に整備する。		
電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧								
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）								
(3) 原子炉水位の制御	判断基準 操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1656 1186 1988 1396">電源</td> <td data-bbox="1988 1186 2502 1396">275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1656 1396 1988 1543">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1988 1396 2502 1543">原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1656 1543 1988 1753">原子炉圧力容器への注水流量</td> <td data-bbox="1988 1543 2502 1753">高圧代替注水系系統流量※1 （可搬型計測器）</td> </tr> </table>	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）	原子炉圧力容器への注水流量	高圧代替注水系系統流量※1 （可搬型計測器）	「1.2.2.3 (1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」に整備する。
電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※2 P/C 2 C 電圧※2 M/C 2 D 電圧※2 P/C 2 D 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧								
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1 （可搬型計測器）								
原子炉圧力容器への注水流量	高圧代替注水系系統流量※1 （可搬型計測器）								
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。									
※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考		
	監視計器一覧（7/8）		柏崎は比較表ページ71に記載。		
	対応手順	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）	
	1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制				
	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>
				原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>※1</sup>
				原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>※1</sup> 高圧炉心スプレー系系統流量 <sup>※1</sup> 高圧代替注水系系統流量 <sup>※1</sup>
				電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 <sup>※2</sup> M/C 2 D 電圧 <sup>※2</sup> P/C 2 C 電圧 <sup>※2</sup> P/C 2 D 電圧 <sup>※2</sup>
				補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>※1</sup>	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>	
補機監視機能		純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力			
原子炉圧力容器への注水量		ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 <sup>※2</sup>			
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考																														
	<p>監視計器一覧 (8/8)</p> <table border="1" data-bbox="1317 401 2415 1745"> <thead> <tr> <th data-bbox="1317 401 1653 470">対応手順</th> <th data-bbox="1653 401 1991 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1991 401 2415 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1317 476 2415 541">1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 548 1584 1142" rowspan="5">b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1584 548 1653 1142" rowspan="5">判断基準</td> <td data-bbox="1653 548 1991 646">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1991 548 2415 646">原子炉圧力※<sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 653 1991 825">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1991 653 2415 825">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 831 1991 930">原子炉圧力容器への注水流量</td> <td data-bbox="1991 831 2415 930">原子炉隔離時冷却系系統流量※<sup>1</sup> 高圧炉心スプレー系系統流量※<sup>1</sup> 高圧代替注水系系統流量※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 936 1991 1035">水源の確保</td> <td data-bbox="1991 936 2415 1035">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1041 1991 1142">補機監視機能</td> <td data-bbox="1991 1041 2415 1142">原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 1148 1584 1745" rowspan="5"></td> <td data-bbox="1584 1148 1653 1745" rowspan="5">操作</td> <td data-bbox="1653 1148 1991 1320">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1991 1148 2415 1320">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※<sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1327 1991 1425">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1991 1327 2415 1425">原子炉圧力※<sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※<sup>1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1432 1991 1530">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1991 1432 2415 1530">制御棒駆動水圧系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1537 1991 1635">水源の確保</td> <td data-bbox="1991 1537 2415 1635">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1642 1991 1745">補機監視機能</td> <td data-bbox="1991 1642 2415 1745">制御棒駆動系冷却水ライン流量</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1317 1751 2415 1772">※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。</p> <p data-bbox="1317 1778 2415 1820">※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>			対応手順	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）	1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※ <sup>1</sup>	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※ <sup>1</sup>	原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ <sup>1</sup> 高圧炉心スプレー系系統流量※ <sup>1</sup> 高圧代替注水系系統流量※ <sup>1</sup>	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※ <sup>1</sup>	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※ <sup>1</sup>	原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量	<p>柏崎は比較表ページ71に記載。</p>
対応手順	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）																																
1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制																																		
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※ <sup>1</sup>																															
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※ <sup>1</sup>																															
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ <sup>1</sup> 高圧炉心スプレー系系統流量※ <sup>1</sup> 高圧代替注水系系統流量※ <sup>1</sup>																															
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位																															
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力																															
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（燃料域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）※ <sup>1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）※ <sup>1</sup>																															
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力（SA）※ <sup>1</sup>																															
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量																															
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位																															
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量																															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																						
<p>第1.2.3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="4">【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td> <td>高圧代替注水系弁</td> <td>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系弁</td> <td>所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備  直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系ポンプ・弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系</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 計測用 B系</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流125V	原子炉隔離時冷却系弁	所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備  直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系	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 計測用 B系	<p>第1.2-3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="3">【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td> <td>原子炉隔離時冷却系（注水系） 弁</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系（蒸気系） 弁</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系（注水系） 弁</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系（注水系） 弁	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	高圧代替注水系（蒸気系） 弁	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	高圧代替注水系（注水系） 弁	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	
対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																						
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  AM用直流125V																						
	原子炉隔離時冷却系弁	所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備  直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V																						
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系																						
	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 計測用 B系																						
対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																						
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系（注水系） 弁	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																						
	高圧代替注水系（蒸気系） 弁	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																						
	高圧代替注水系（注水系） 弁	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																						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>原子炉高圧時の冷却機能喪失</p> <p>凡例          ◯ : AND条件          △ : OR条件          ◻ : フロントライン系の対応          ◻ (点線) : サポート系の対応</p> <p>サポート系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 M/C故障          ※5 P/C故障          ※6 外部電源喪失          ※7 D/C機能喪失</p> <p>補機冷却系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>フロントライン系          ※1 RCI機能喪失 (DC電源)          ※2 HP/G故障          ※3 井故障          ※4 S/C配管          ※5 CSP配管          ※6 Zレリーフ</p> <p>サポート系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>補機冷却系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>フロントライン系          ※1 RCI機能喪失 (DC電源)          ※2 HP/G故障          ※3 井故障          ※4 S/C配管          ※5 CSP配管          ※6 Zレリーフ</p> <p>プロントライン系故障時対応手段          ①: 高圧注水系統の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却          ②: 高圧注水系統の現場操作による発電用原子炉の冷却          サポート系故障時対応手段          ③: 原子炉降圧時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却          ④: 常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑤: 可搬型代替交流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑥: 可搬型直流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑦: 直流給電車による原子炉降圧時冷却系への給電</p>	<p>原子炉高圧時の冷却機能喪失</p> <p>凡例          ◯ : AND条件          △ : OR条件          ◻ : フロントライン系の対応          ◻ (点線) : サポート系の対応</p> <p>サポート系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 M/C故障          ※5 P/C故障          ※6 外部電源喪失          ※7 D/C機能喪失</p> <p>補機冷却系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>フロントライン系          ※1 RCI機能喪失 (DC電源)          ※2 HP/G故障          ※3 井故障          ※4 S/C配管          ※5 CSP配管          ※6 Zレリーフ</p> <p>サポート系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>補機冷却系          ※3 RCI機能喪失 (AC電源)          ※4 AC電源喪失          ※5 蓄電池機能喪失          ※6 充電器盤故障</p> <p>フロントライン系故障時対応手段          ①: 高圧注水系統の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却          ②: 高圧注水系統の現場操作による発電用原子炉の冷却          サポート系故障時対応手段          ③: 原子炉降圧時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却          ④: 常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑤: 可搬型代替交流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑥: 可搬型直流電源設備による原子炉降圧時冷却系への給電          ⑦: 直流給電車による原子炉降圧時冷却系への給電</p>	<p>備考</p> <p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>第1.2-1図 機能喪失原因対策分析(2/2)</p> <p>① 高圧代用日本系による原子炉冷却          ・緊急高圧代用日本系ポンプ          ・サブプレッション・プール          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ（安全弁機能）</p> <p>② 緊急高圧代用日本系による原子炉冷却          ・緊急高圧代用日本系ポンプ          ・サブプレッション・プール          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ（安全弁機能）</p> <p>③ 緊急高圧代用日本系による原子炉冷却          ・緊急高圧代用日本系ポンプ          ・サブプレッション・プール          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ（安全弁機能）</p> <p>④ 緊急高圧代用日本系による原子炉冷却          ・緊急高圧代用日本系ポンプ          ・サブプレッション・プール          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ（安全弁機能）</p> <p>⑤ 緊急高圧代用日本系による原子炉冷却          ・緊急高圧代用日本系ポンプ          ・サブプレッション・プール          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ          ・高圧代用日本系圧力バウンダリ（安全弁機能）</p> <p>注1）高圧代用日本系については、図表2-1の対応手順を参照してください。</p>	<p>東二は先行PWRを参考に作成。          柏崎は比較表79ページに記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二							備考			
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 凡例： <input type="checkbox"/> フロントライン系 <input type="checkbox"/> サポート系 <input type="checkbox"/> 故障を想定 <input type="checkbox"/> 対応手段あり												
原子炉高圧時の冷却機能喪失	HPCF B機能喪失	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		
		HPCFポンプ故障	非故障									
		静的機器故障	配管									
			水源	CSP水源	CSP							
		RCW機能喪失	RCWポンプ									
			弁	静的機器故障	RCW Hx							
		RSW機能喪失	RSWポンプ									
			弁	静的機器故障	配管							
		補機冷却系故障	P/C故障									
			M/C故障	D/G機能喪失								
		駆動源喪失 (AC電源)	主母線故障									
			遮断器故障									
	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失										
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失	外部電源喪失				
	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障										
		M/C故障	D/G機能喪失									
	主母線故障											
		遮断器故障										
	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失										
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失	外部電源喪失				
	HPCF C機能喪失	HPCFポンプ故障	非故障									
		静的機器故障	配管									
			水源	CSP水源	CSP							
		RCW機能喪失	RCWポンプ									
弁			静的機器故障	RCW Hx								
RSW機能喪失		RSWポンプ										
		弁	静的機器故障	配管								
補機冷却系故障		P/C故障										
		M/C故障	D/G機能喪失									
駆動源喪失 (AC電源)		主母線故障										
		遮断器故障										
駆動源喪失 (DC電源)		蓄電池機能喪失										
	直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失	外部電源喪失					
駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障											
	M/C故障	D/G機能喪失										
主母線故障												
	遮断器故障											
駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失											
	直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失	外部電源喪失					
RCIC機能喪失	RCICポンプ故障	非故障										
	静的機器故障	配管										
		水源	CSP水源	CSP								
	主母線故障											
		遮断器故障										
	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失										
直流電源供給機能喪失		充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失	外部電源喪失					

東二は先行PWRを参考に作成しており、機能喪失原因対策分析（補足）は作成しない。

※ 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 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="210 384 1228 1535" style="border: 2px solid black; height: 548px; width: 343px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="397 1619 1041 1650" style="text-align: center;">第1.2.2図 EOP「水位確保」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 363 2873 659">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="201 388 1202 1285" style="border: 2px solid black; height: 427px; width: 337px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="379 1390 1023 1423" style="text-align: center;">第1.2.3図 EOP「水位回復」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 361 2873 661">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考													
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室からの起動：③※1</td> <td>高圧代替注水系注入弁</td> </tr> <tr> <td>現場手動操作による起動：④※1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>中央制御室からの起動：③※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁</td> </tr> <tr> <td>現場手動操作による起動：④※2</td> <td></td> </tr> <tr> <td>中央制御室からの起動：⑤</td> <td>高圧代替注水系タービン止め弁</td> </tr> <tr> <td>現場手動操作による起動：⑥⑦</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: right;">第 1.2.4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動，現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図</p>	操作手順	弁名称	中央制御室からの起動：③※1	高圧代替注水系注入弁	現場手動操作による起動：④※1		中央制御室からの起動：③※2	原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁	現場手動操作による起動：④※2		中央制御室からの起動：⑤	高圧代替注水系タービン止め弁	現場手動操作による起動：⑥⑦		<p>東二は比較表 100 ページ，102 ページに記載。</p> <p>設計方針の相違*1</p>
操作手順	弁名称														
中央制御室からの起動：③※1	高圧代替注水系注入弁														
現場手動操作による起動：④※1															
中央制御室からの起動：③※2	原子炉隔離時冷却系過熱事故時蒸気止め弁														
現場手動操作による起動：④※2															
中央制御室からの起動：⑤	高圧代替注水系タービン止め弁														
現場手動操作による起動：⑥⑦															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室からの 高圧代替注水系統起動</td> <td>中央制御室運転員 A, B 2</td> <td> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.2.5 図 中央制御室からの高圧代替注水系統起動 タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	中央制御室からの 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A, B 2											
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考														
中央制御室からの 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A, B 2																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">現場手動操作による 高圧代替注水系統起動</td> <td>中央制御室運転員 A 1</td> <td> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C, D 2</td> <td> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員 E, F 2</td> <td> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.2.6 図 現場手動操作による高圧代替注水系統起動 タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	現場手動操作による 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A 1			現場運転員 C, D 2			現場運転員 E, F 2					
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考														
現場手動操作による 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A 1																
	現場運転員 C, D 2																
	現場運転員 E, F 2																
			<p>東二は比較表 101 ページ、103 ページに記載。</p> <p>設計方針の相違*1</p>														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																								
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td></td><td>油圧駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>逃がし安全弁</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②*1</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁</td> </tr> <tr> <td>②*2</td> <td>原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁</td> </tr> <tr> <td>②*3</td> <td>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>第 1.2-2 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		空気駆動		油圧駆動		弁		逆止弁		逃がし安全弁		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	②*1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	②*2	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	②*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	<p>東二は比較表 108 ページに記載。</p>
	ポンプ																									
	電動駆動																									
	空気駆動																									
	油圧駆動																									
	弁																									
	逆止弁																									
	逃がし安全弁																									
	設計基準対象施設から追加した箇所																									
操作手順	弁名称																									
②*1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁																									
②*2	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁																									
②*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

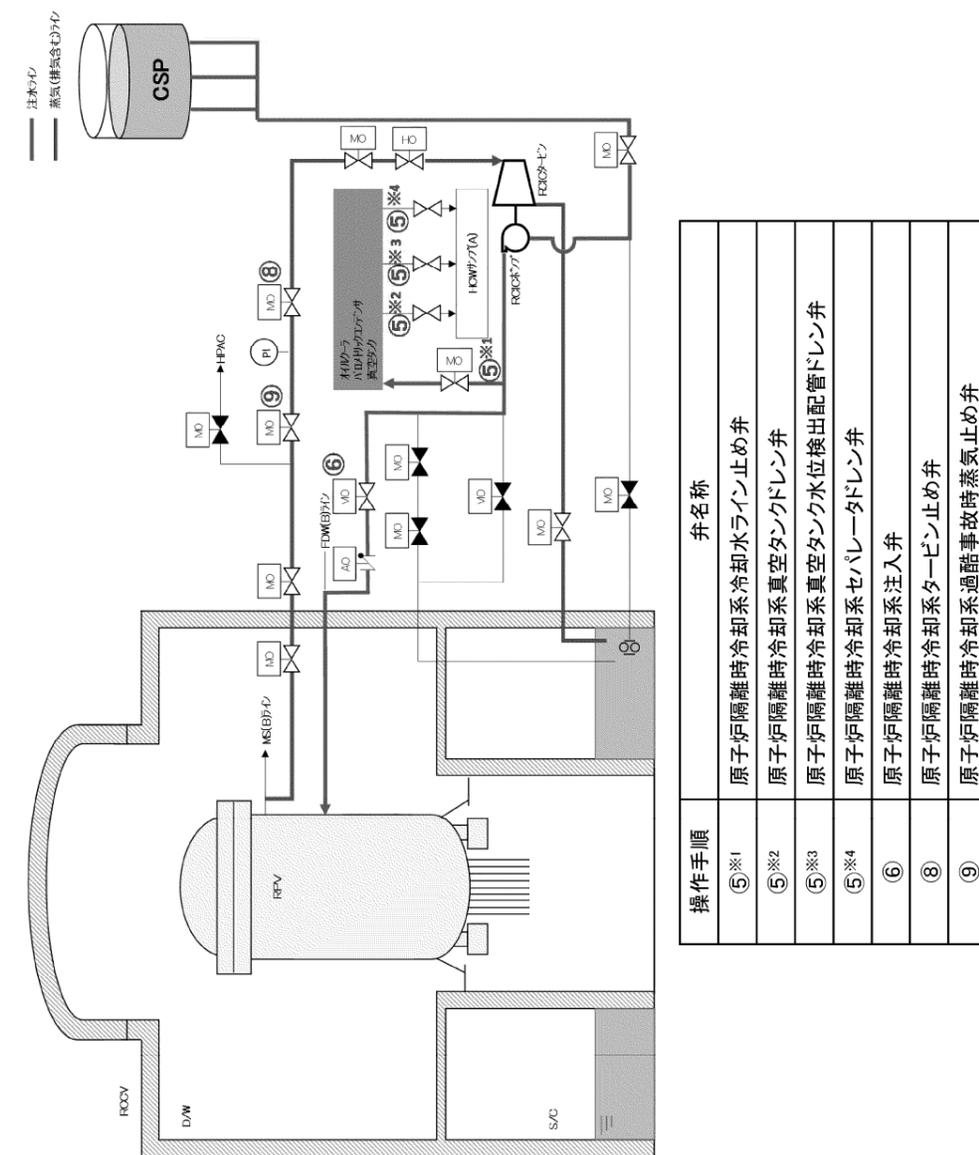
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																																								
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (手動起動の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; background-color: yellow;">第 1.2-3 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>			経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水											原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1														経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水											原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1												<p>東二はタイムチャートを記載。</p>
		経過時間（分）										備考																																																																																														
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																
手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水																																																																																																								
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1																																																																																																									
		経過時間（分）										備考																																																																																														
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																
手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水																																																																																																								
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1																																																																																																									

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																
<div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">操作手順</th> <th style="width: 85%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤※1</td> <td>原子炉隔離時冷却系水ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※3</td> <td>原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※4</td> <td>原子炉隔離時冷却系セパレータードレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子炉隔離時冷却系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>原子炉隔離時冷却系タービン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.2.7 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑤※1	原子炉隔離時冷却系水ライン止め弁	⑤※2	原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁	⑤※3	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁	⑤※4	原子炉隔離時冷却系セパレータードレン弁	⑥	原子炉隔離時冷却系注入弁	⑧	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	⑨	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁	東海第二	記載方針の相違*2
操作手順	弁名称																	
⑤※1	原子炉隔離時冷却系水ライン止め弁																	
⑤※2	原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁																	
⑤※3	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁																	
⑤※4	原子炉隔離時冷却系セパレータードレン弁																	
⑥	原子炉隔離時冷却系注入弁																	
⑧	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁																	
⑨	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>第1.2.8図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図</p>		<p>記載方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動 及び排水処理	要員(数) 中央制御室運転監視員 A 1 現場運転監視員 C、D 2 現場運転監視員 E、F 2 緊急時対策要員 4		記載方針の相違*2
	現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動 及び排水処理		

第1.2.9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																										
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥※1</td> <td>ほう酸水注入系ポンプ吸込弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>ほう酸水注入系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※1</td> <td>復水補給水系精算計出口ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※2</td> <td>復水補給水系精算計出口ベントライン接続口止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※3</td> <td>純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア圧除線用ホースコネクション止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※4</td> <td>純水補給水系MSV/SRVラッピング室圧除線用ホースコネクション止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※1</td> <td>ほう酸水注入系封水供給弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※2</td> <td>ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※3</td> <td>ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑬※1</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑬※2</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水                  (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) 概要図 (1/2)</p>	操作手順	弁名称	⑥※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁	⑥※2	ほう酸水注入系注入弁	⑨※1	復水補給水系精算計出口ドレン弁	⑨※2	復水補給水系精算計出口ベントライン接続口止め弁	⑨※3	純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア圧除線用ホースコネクション止め弁	⑨※4	純水補給水系MSV/SRVラッピング室圧除線用ホースコネクション止め弁	⑩※1	ほう酸水注入系封水供給弁	⑩※2	ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁	⑩※3	ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁	⑩	ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁	⑬※1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑬※2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	東二は比較表 104 ページに記載。	備考
操作手順	弁名称																											
⑥※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁																											
⑥※2	ほう酸水注入系注入弁																											
⑨※1	復水補給水系精算計出口ドレン弁																											
⑨※2	復水補給水系精算計出口ベントライン接続口止め弁																											
⑨※3	純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア圧除線用ホースコネクション止め弁																											
⑨※4	純水補給水系MSV/SRVラッピング室圧除線用ホースコネクション止め弁																											
⑩※1	ほう酸水注入系封水供給弁																											
⑩※2	ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁																											
⑩※3	ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁																											
⑩	ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁																											
⑬※1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																											
⑬※2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																											

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																				
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥※1</td> <td>復水補給水系精算計出口ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>復水補給水系精算計出口バントライン接続口止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※3</td> <td>純水補給水系ほう酸水注入系ホップエリア除染用ホースコネクショントラップ</td> </tr> <tr> <td>⑥※4</td> <td>純水補給水系MSIV/SRVラッピング室除染用ホースコネクショントラップ</td> </tr> <tr> <td>⑦※1</td> <td>ほう酸水注入系封水供給弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※2</td> <td>ほう酸水注入系テストタンク能力供給弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※3</td> <td>ほう酸水注入系テストタンク出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※1</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※2</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">第1.2.10図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水                  （ほう酸水注入系テストタンク使用） 概要図（2/2）</p>	操作手順	弁名称	⑥※1	復水補給水系精算計出口ドレン弁	⑥※2	復水補給水系精算計出口バントライン接続口止め弁	⑥※3	純水補給水系ほう酸水注入系ホップエリア除染用ホースコネクショントラップ	⑥※4	純水補給水系MSIV/SRVラッピング室除染用ホースコネクショントラップ	⑦※1	ほう酸水注入系封水供給弁	⑦※2	ほう酸水注入系テストタンク能力供給弁	⑦※3	ほう酸水注入系テストタンク出口弁	⑧※1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑧※2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	東二は比較表 104 ページに記載。	備考
操作手順	弁名称																					
⑥※1	復水補給水系精算計出口ドレン弁																					
⑥※2	復水補給水系精算計出口バントライン接続口止め弁																					
⑥※3	純水補給水系ほう酸水注入系ホップエリア除染用ホースコネクショントラップ																					
⑥※4	純水補給水系MSIV/SRVラッピング室除染用ホースコネクショントラップ																					
⑦※1	ほう酸水注入系封水供給弁																					
⑦※2	ほう酸水注入系テストタンク能力供給弁																					
⑦※3	ほう酸水注入系テストタンク出口弁																					
⑧※1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																					
⑧※2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への ほう酸水注入及び注水 （ほう酸水注入系 貯蔵タンク使用）	要員（数）		
	中央制御室運転員 A、B	2	
	現場運転員 C、D	2	
	現場運転員 E、F	2	
経過時間(分) ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始 20分 ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう酸水注入による ほう酸水注入準備完了 65分		備考	
手順の項目 ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への注水 （ほう酸水注入系 テストタンク使用）	要員（数）		
	中央制御室運転員 A、B	2	
	現場運転員 C、D	2	
	現場運転員 E、F	2	
経過時間(分) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始 75分		備考	

第 1.2.11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート

東二は比較表 105 ページに記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p style="text-align: center;">第1.2.12図 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 概要図</p>		<p>東二は比較表 106 ページに記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考				
<div style="display: flex; align-items: center;"> <table border="1" style="margin-right: 10px;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</td> <td>中央制御室運転員 A, B 2</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p style="text-align: center;">第 1.2.13 図 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員 A, B 2		<p>東二は比較表 107 ページに記載。</p>
手順の項目	要員(数)					
制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員 A, B 2					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考				
<p>第 1.2.14 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水 概要図</p> <table border="1" data-bbox="955 722 1056 1451"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥⑨</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	⑥⑨	高圧炉心注水系注入弁(B)		設計方針の相違*4
操作手順	弁名称					
⑥⑨	高圧炉心注水系注入弁(B)					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 高圧炉心注水系による 原子炉圧力容器への 緊急注水	要員(数) 中央制御室運転員 A, B 2		備考 ※高圧炉心注水系ポンプ起動後、運転許容時間を経過する前に停止する。
	第 1.2.15 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水 タイムチャート		
			設計方針の相違*4

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																				
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>MO</td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td>AO</td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td>HO</td><td>油圧駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>逃がし安全弁</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②, ⑤</td> <td>高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p>第1.2-4図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図</p>		ポンプ	MO	電動駆動	AO	空気駆動	HO	油圧駆動		弁		逆止弁		逃がし安全弁		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	②, ⑤	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁	<p>柏崎は比較表111ページに記載                  設計方針の相違*6</p>
	ポンプ																					
MO	電動駆動																					
AO	空気駆動																					
HO	油圧駆動																					
	弁																					
	逆止弁																					
	逃がし安全弁																					
	設計基準対象施設から追加した箇所																					
操作手順	弁名称																					
②, ⑤	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																																										
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="margin-bottom: 20px;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; background-color: yellow; margin-top: 20px;">第 1.2-5 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>			経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分											高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1														経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分											高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												<p>東二はタイムチャートを記載。</p>
		経過時間（分）										備考																																																																																																
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分																																																																																																										
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																																																										
		経過時間（分）										備考																																																																																																
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分																																																																																																										
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																										
	<table border="1" data-bbox="1457 1520 1976 1675"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤</td> <td>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*1</td> <td>高圧代替注水系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>高圧代替注水系タービン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例</p> <table border="1" data-bbox="2071 1213 2362 1703"> <tbody> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>M0</td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td>A0</td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td>H0</td><td>油圧駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>逃がし安全弁</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>第 1.2-6 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑤	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁	⑥*1	高圧代替注水系注入弁	⑥*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	⑨	高圧代替注水系タービン止め弁		ポンプ	M0	電動駆動	A0	空気駆動	H0	油圧駆動		弁		逆止弁		逃がし安全弁		設計基準対象施設から追加した箇所	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 84 ページに記載。</p>
操作手順	弁名称																											
⑤	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁																											
⑥*1	高圧代替注水系注入弁																											
⑥*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁																											
⑨	高圧代替注水系タービン止め弁																											
	ポンプ																											
M0	電動駆動																											
A0	空気駆動																											
H0	油圧駆動																											
	弁																											
	逆止弁																											
	逃がし安全弁																											
	設計基準対象施設から追加した箇所																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1389 420 2433 619" data-label="Figure"> </div>	<p>柏崎は比較表85ページに記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																										
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td></td><td>油圧駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>逃がし安全弁</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*1</td> <td>高圧代替注水系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>高圧代替注水系タービン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>第 1.2-8 図 現場での人力操作による高圧代替注水系起動 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		空気駆動		油圧駆動		弁		逆止弁		逃がし安全弁		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	③	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁	⑥*1	高圧代替注水系注入弁	⑥*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	⑨	高圧代替注水系タービン止め弁	<p>柏崎は比較表 84 ページに記載。</p> <p>設計方針の相違*1</p>
	ポンプ																											
	電動駆動																											
	空気駆動																											
	油圧駆動																											
	弁																											
	逆止弁																											
	逃がし安全弁																											
	設計基準対象施設から追加した箇所																											
操作手順	弁名称																											
③	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁																											
⑥*1	高圧代替注水系注入弁																											
⑥*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁																											
⑨	高圧代替注水系タービン止め弁																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>第 1.2-9 図 現場での人力操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート</p>	<p>柏崎は比較表85ページに記載。</p> <p>設計方針の相違*1</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考															
	<table border="1" data-bbox="2160 798 2270 1837"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④※1、④※2</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク出口弁</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁</td> <td>⑦※1</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>④※3、④※4</td> <td>ほう酸水注入系爆破弁</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁</td> <td>⑦※2、⑦※3</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p>	操作手順	弁名称	弁名称	操作手順	弁名称	④※1、④※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁	⑦※1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁	④※3、④※4	ほう酸水注入系爆破弁	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁	⑦※2、⑦※3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁	<p>柏崎は比較表91ページに記載。</p>
操作手順	弁名称	弁名称	操作手順	弁名称													
④※1、④※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁	⑦※1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁													
④※3、④※4	ほう酸水注入系爆破弁	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁	⑦※2、⑦※3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁													

第1.2-10図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1380 451 2427 745" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1380 745 2427 808" data-label="Text"> <p>※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1439 871 2359 924" data-label="Caption"> <p>第1.2-11図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>	<p>柏崎は比較表93ページに記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																		
	<p>操作手順</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1</td> <td>制御棒駆動水圧系流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>凡例</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逃がし安全弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>フィルタ</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.2-12 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑥*1	制御棒駆動水圧系流量調整弁	⑥*2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁		ポンプ		電動駆動		空気駆動		弁		逃がし安全弁		フィルタ	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 94 ページに記載。</p>
操作手順	弁名称																			
⑥*1	制御棒駆動水圧系流量調整弁																			
⑥*2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁																			
	ポンプ																			
	電動駆動																			
	空気駆動																			
	弁																			
	逃がし安全弁																			
	フィルタ																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

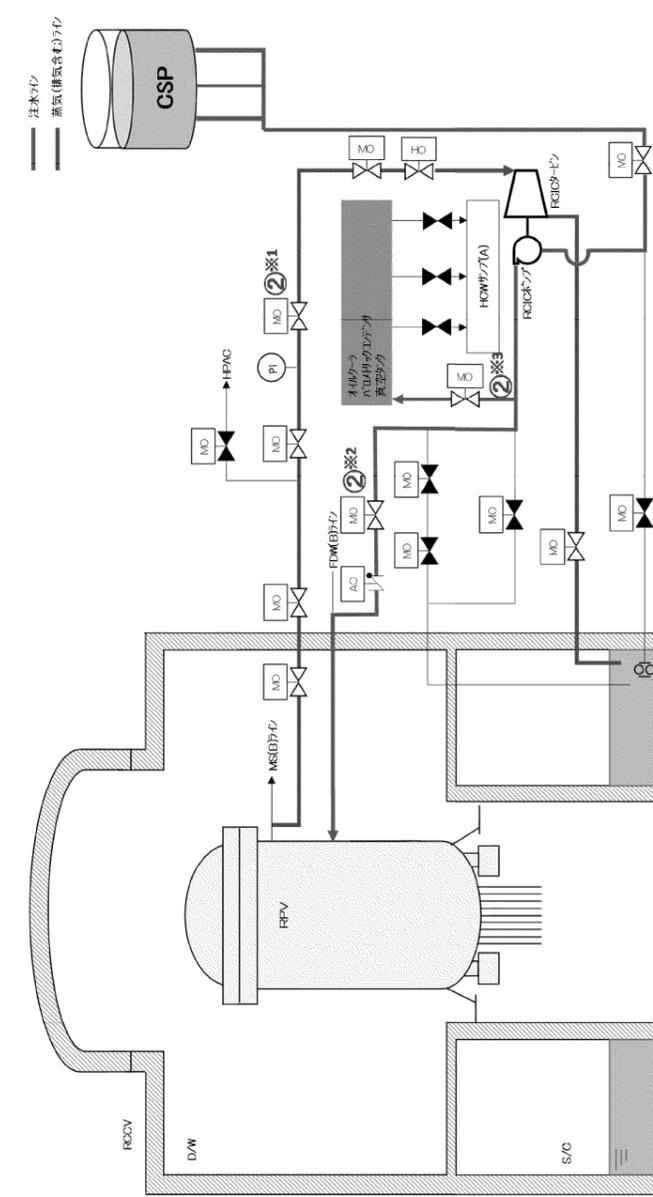
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																				
	<div data-bbox="1350 451 2448 619" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート</caption> <thead> <tr> <th>経過時間 (分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>1.5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2.5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3.0</td> <td>注水開始</td> </tr> <tr> <td>3.5</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4.5</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1350 619 2448 682" data-label="Text"> <p>※1：制御棒駆動水圧系A系による原子炉注水を示す。また、制御棒駆動水圧系B系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1409 745 2374 798" data-label="Caption"> <p>第1.2-13図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>	経過時間 (分)	備考	0.5		1.0		1.5		2.0		2.5		3.0	注水開始	3.5		4.0		4.5		<p>柏崎は比較表95ページに記載。</p>
経過時間 (分)	備考																					
0.5																						
1.0																						
1.5																						
2.0																						
2.5																						
3.0	注水開始																					
3.5																						
4.0																						
4.5																						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考								
<div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <table border="1" style="border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">操作手順</th> <th style="width: 85%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>原子炉隔離時冷却系タービン止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系注入弁</td> </tr> <tr> <td>②※3</td> <td>原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）                      （原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器による原子炉圧力容器への注水）</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	②※1	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	②※2	原子炉隔離時冷却系注入弁	②※3	原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁	東二は比較表 86 ページに記載。	備考
操作手順	弁名称									
②※1	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁									
②※2	原子炉隔離時冷却系注入弁									
②※3	原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁									

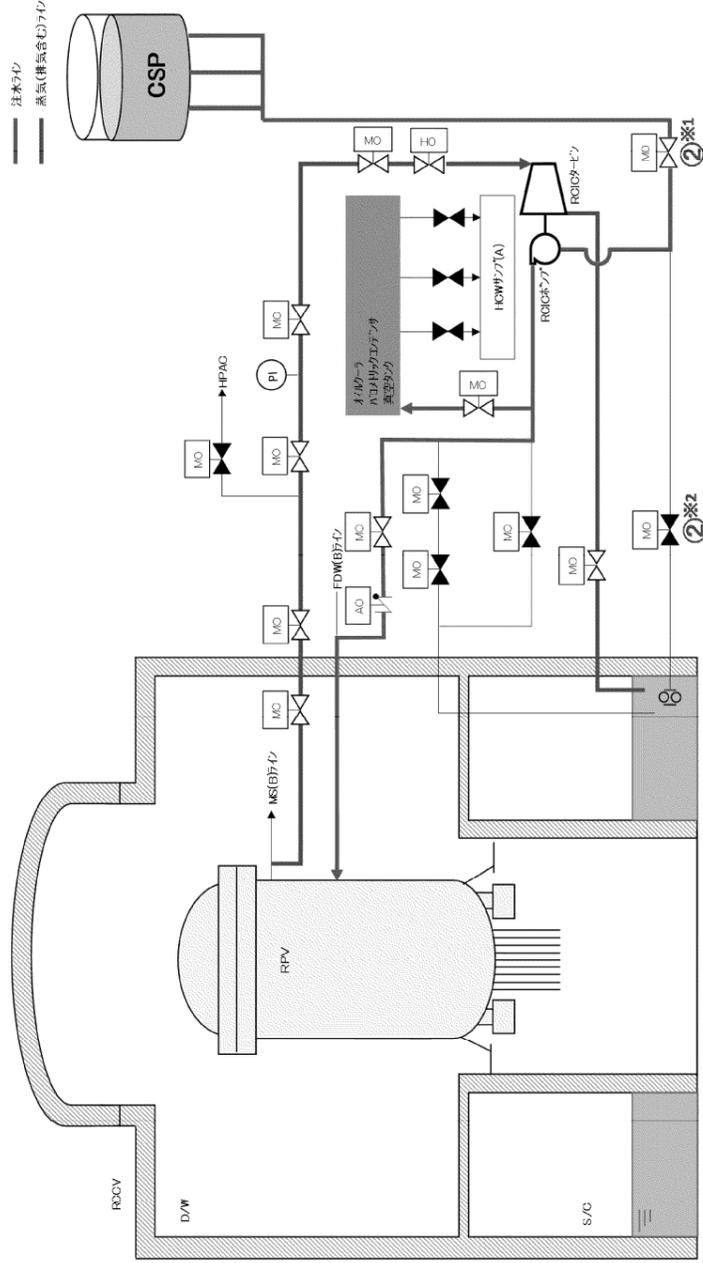
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）

東海第二

備考



操作手順	弁名称
②※1	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁
②※2	原子炉隔離時冷却系サブレーション・チェンバール側吸込隔離弁

第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）  
 （原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サブレーション・チェンバールから復水貯蔵槽））

東二の水源切替えは、技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に整備。

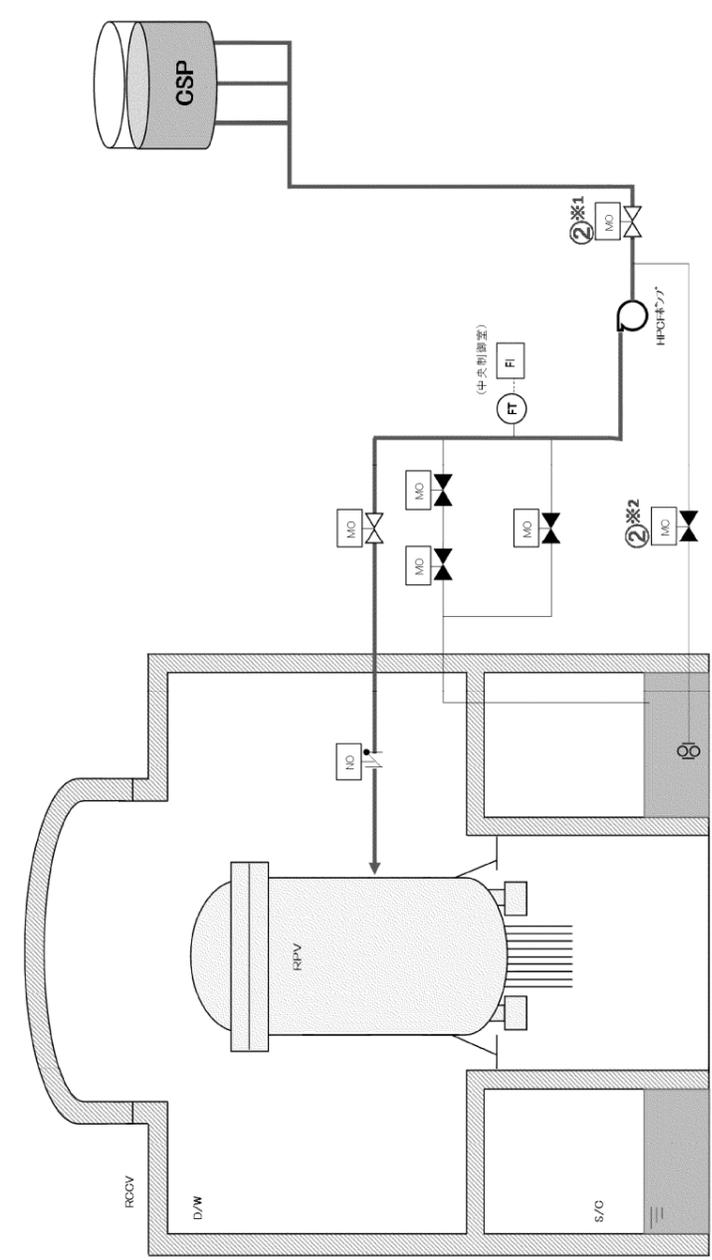
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考				
<p>第 1.2.17 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）                  （高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水）</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②</td> <td>高圧炉心注水系注入弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	②	高圧炉心注水系注入弁		東二は比較表98ページに記載。
操作手順	弁名称					
②	高圧炉心注水系注入弁					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考						
<div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <table border="1" style="border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="writing-mode: vertical-rl;">操作手順</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl;">②※1</td> <td style="writing-mode: vertical-rl;">高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td style="writing-mode: vertical-rl;">②※2</td> <td style="writing-mode: vertical-rl;">高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバ・プールの側吸込隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1.2.17図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）                      （高圧炉心注水系の水源切替え（サブプレッション・チェンバ・プールの側吸込隔離弁））</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	②※1	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁	②※2	高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバ・プールの側吸込隔離弁		東二の水源切替えは、技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に整備。
操作手順	弁名称							
②※1	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁							
②※2	高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバ・プールの側吸込隔離弁							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水不可 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系故障</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>第 1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/4）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)</p> <p>第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)</p>	<p>柏崎は比較表 112 ページに記載。</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>【凡例】  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : プラント状態  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 操作、確認  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 判断  <span style="background-color: gray; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 重大事故等対処設備</p> <p>※ 純水補給水系を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はテストタンクに補給をしながら注水を行う。なお、純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系を水源として補給を行う。</p> <p>第 1.2.18 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 (2/2)</p> <p>【凡例】  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : プラント状態  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 操作、確認  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 判断  <span style="background-color: gray; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 重大事故等対処設備</p> <p>第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/4)</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 112 ページに記載。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月31日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/4)</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 114 ページに記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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                      &lt; 目次 &gt;</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 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等                      &lt; 目次 &gt;</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) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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>(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（自動減圧機能なし）開放</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</p> <p>c. 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</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. 手動による原子炉減圧</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. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>b. 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>c. 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>東二は常設直流電源系統喪失時に重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備により給電が可能であることから、機能回復手段として手順を整備する。</p> <p>柏崎は逃がし安全弁の（自動減圧機能付き）及び（自動減圧機能なし）を重大事故等対処設備と位置付け、常設直流電源系統喪失時に逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させる手段を選定している。</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>1</sup>）</p> <p>東二は窒素喪失時の減圧手順として整理する。また、遠隔での操作が可能であり、減圧に有効な手段であることから、重大事故等対処設備と位置付ける。柏崎は常設直流電源系統喪失時の減圧手順と整理し、フランジ接続などがあるため、自主対策設備と位置付ける</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>2</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保</p> <p>(3) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</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>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「原子炉建屋制御」</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>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>a. 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</p> <p>c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</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>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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」</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>東二は非常用窒素供給系のポンベ供給圧力が低下した場合の対応として自主対策設備として可搬型窒素供給装置（小型）を整備する。</p> <p>（以下、設計方針の相違*<sup>3</sup>）</p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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><b>【要求事項】</b>                      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><b>【解釈】</b>                      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、手順等が整備されていること。</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><b>【要求事項】</b>                      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><b>【解釈】</b>                      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、手順等が整備されていること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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                      (1) 対応手段と設備の選定の考え方                      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、高圧熔融物放出/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。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：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</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、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁による減圧機能である。</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>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                      (1) 対応手段と設備の選定の考え方                      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状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準対象施設として、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を設置している。また、設計基準事故対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を設置している。</p> <p>これらの原子炉の減圧機能が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設及び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、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する対応手段及び重大事故等対処設備並びにインターフェイスシステムLOCAの対応手段及び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他に、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：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>	<p>東二は要求事項である減圧用の弁（逃がし安全弁）を設計基準対象施設、自動減圧機能はその一部で設計基準事故対処設備として整理した。                      （以下、記載方針の相違*1）</p> <p>東二は対処設備の本格的な設置工事前であることから方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p> <p>記載方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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。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>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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）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、直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は窒素供給系の故障を想定する。</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が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合には、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧の自動化、又は逃がし安全弁の中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 原子炉減圧の自動化</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させて原子炉を自動で減圧する。</p>	<p>東二はサポート系故障として窒素供給系の故障を明記。          なお、柏崎も機能喪失原因対策分析において、窒素供給系の故障を抽出している。</p> <p>東二は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力信号を起動信号に使用しているが、柏崎は取り入れていない。          東二は「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」に整理しており本手順では記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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"> <li>・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</li> <li>・自動減圧系の起動阻止スイッチ</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能付き C, H, N, T の4個）</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul> <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"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備</li> <li>・可搬型直流電源設備</li> </ul> <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"> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<p>過渡時自動減圧機能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"> <li>・過渡時自動減圧機能</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>ii) 手動による原子炉減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により自動減圧機能用電磁弁又は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て原子炉を減圧する。また、原子炉隔離時冷却系を中央制御室からの操作により起動し、原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を循環することにより原子炉を減圧する。さらに、主蒸気隔離弁が全開状態であり、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、原子炉を減圧する。</p> <p>(i) 逃がし安全弁による減圧</p> <p>逃がし安全弁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"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>(ii) 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧</p> <p>原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転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"> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> </ul>	<p>東二は設備の添付八の記載と合わせ、主要な設備を本文に記載し、関連設備は「第1.3-1表」に整理することとしている。          （以下、記載方針の相違*2）</p> <p>東二は原子炉隔離時冷却系の運転による原子炉減圧が有効なため手段として選定した。          （以下、設計方針の相違*4）</p> <p>東二は表題を記載          記載方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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"> <li>タービンバイパス弁</li> <li>タービン制御系</li> </ul> <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）、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁、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、逃がし弁機能用アキュムレータ、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。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全て網羅されている。</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>第二代替交流電源設備</li> </ul> <p>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。</p>	<p>(iii) タービン・バイパス弁による減圧</p> <p>タービン・バイパス弁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"> <li>タービン・バイパス弁</li> <li>タービン制御系</li> </ul> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち、過渡時自動減圧機能、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) a. (a) ii) (i) 逃がし安全弁による減圧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) a. (a) ii) (ii) 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、逃がし安全弁が機能喪失した場合においても、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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>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<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により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。</p>	<p>東二は表題を記載 記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。 記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は重大事故等対処設備と位置付けている。 柏崎は設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付けている。</p> <p>東二は常設代替交流電源設備の代替としての自主的な電源設備は設置しない。 （以下、設計方針の相違*<sup>5</sup>）</p> <p>東二は左記のとおり自主対策設備と位置付ける。 （以下、設計方針の相違*<sup>6</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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，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手段がある。</p>	<p>・復水貯蔵タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，原子炉隔離時冷却系により原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を再循環することにより，原子炉を減圧することができるため，逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。</p> <p>・タービン・バイパス弁及びタービン制御系</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器が使用可能であれば，原子炉を減圧することができるため，逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。</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，原子炉の減圧ができない場合に，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，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並びに逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。</p> <p>常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>設計方針の相違*1</p> <p>設計方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）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（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）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"> <li>・可搬型直流電源設備</li> <li>・AM用切替装置（SRV）</li> <li>・常設代替直流電源設備</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能なし）</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul> <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"> <li>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）</li> </ul> <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>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"> <li>・高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K, Uの4個）</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> </ul>	<p>ii) 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（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。</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後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>iii) 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後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul>	<p>東二は逃がし安全弁（自動減圧機能）とする。</p> <p>東二は常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復を対応手段として整理。                  （比較表ページ9）                  記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は逃がし安全弁（自動減圧機能）とする。</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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、高圧窒素ガス供給系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. 高圧窒素ガス供給系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不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系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高圧窒素ガス供給系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、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"> <li>・高圧窒素ガスポンベ</li> <li>・高圧窒素ガス供給系配管・弁</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul>	<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>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に、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を窒素供給系から非常用窒素供給系に切り替わることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。また、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ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、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"> <li>・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> </ul> <p>ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</p> <p>非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動により、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型窒素供給装置（小型）</li> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> </ul> <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、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）のアクチュエータに非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。また、予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を供給することも可能である。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</li> <li>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> </ul>	<p></p> <p>記載方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*2</p> <p>記載方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件                      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窒素ガスの供給圧力を調整可能な設計としている。</p> <p>i. 逃がし安全弁の背圧対策                      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、あらかじめ供給圧力を設定する。                      逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を調整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"> <li>・ 高圧窒素ガスポンペ</li> <li>・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁</li> </ul> <p>(d) 復旧                      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。</p> <p>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"> <li>・ 可搬型直流電源設備</li> <li>・ 直流給電車及び電源車</li> </ul>	<p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な条件                      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窒素の供給圧力を調整可能な設計としている。</p> <p>i) 逃がし安全弁の背圧対策                      想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage] (2Pd)）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に、あらかじめ供給圧力を設定する。                      逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用窒素供給系</li> <li>・ 非常用逃がし安全弁駆動系</li> </ul> <p>(d) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧                      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による原子炉の減圧機能が喪失した場合に、代替電源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復旧することで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（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）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復旧させ原子炉を減圧する。</p> <p>代替直流電源設備による逃がし安全弁復旧後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> <li>・ 自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・ 逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul>	<p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は要求事項である「常設直流電源系統喪失」に対し、全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失を想定し対応手段及び設備を整備する。</p> <p>東二は代替直流電源設備として常設代替直流電源設備と可搬型代替直流電源設備を整備。直流給電車は整備しない。</p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>常設代替交流電源設備、<b>第二代替交流電源設備</b>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。</p> <p>代替交流電源設備による<b>復旧</b>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<p>ii) 代替交流電源設備による復旧</p> <p>代替交流電源設備（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）により直流125V充電器に給電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保することにより逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。</p> <p>代替交流電源設備による<b>逃がし安全弁復旧後の原子炉減圧</b>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> <li>・自動減圧機能用<b>アキュムレータ</b></li> <li>・逃がし弁機能用<b>アキュムレータ</b></li> </ul>	<p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、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、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、高圧窒素ガスポンプ、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、高圧窒素ガスポンプ及び高圧窒素ガス供給系配管・弁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全て網羅されている。</p>	<p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.3.1(2) b. (a) i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (a) iii) 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」で使用する設備のうち、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）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (b) i) 非常用窒素供給系による窒素確保」で使用する設備のうち、非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ及び逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (b) ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備と位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (b) iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧」で使用する設備のうち、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）※2は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (c) i) 逃がし安全弁の背圧対策」で使用する設備のうち、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (d) i) 代替直流電源設備による復旧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.3.1(2) b. (d) ii) 代替交流電源設備による復旧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>※2 逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象。</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全て網羅されている。</p>	<p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。                  記載方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）                      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、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。</li> <li>・直流給電車                      給電開始までに時間を要するが、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。</li> <li>・第二代替交流電源設備                      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。</li> </ul>	<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、直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失が発生した場合においても、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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ                      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<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により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。</li> <li>・可搬型窒素供給装置（小型）                      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。</li> </ul>	<p>東二は要求事項である「常設直流電源系統喪失」に対し、全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失を想定し対応手段及び設備を整備する。</p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は代替直流電源設備として常設代替直流電源設備と可搬型代替直流電源設備を整備。直流給電車は整備しない。</p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> </ul> <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自動減圧機能用アキュムレータ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>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、中央制御室からの手動操作で逃がし安全弁を開放することにより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を防止するための原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.3.1(2) c. (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」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>こ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全て網羅されている。</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状態である場合においても、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破損を防止することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> </ul> <p>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<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により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。</p>	<p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。                  記載方針の相違*<sup>2</sup>                  設計方針の相違*<sup>6</sup>                  東二は各条文内で記載を統一。</p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・主蒸気系配管・クエンチャ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・タービンバイパス弁</li> <li>・タービン制御系</li> </ul> <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"> <li>・高圧炉心注水系注入隔離弁</li> </ul> <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設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋ブローアウトパネル</li> </ul>	<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 発生時は、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作を実施するが、漏えい箇所の隔離ができない場合には、原子炉格納容器外に原子炉冷却材の漏えいが継続する。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・バイパス弁により原子炉を減圧し、現場での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>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</li> <li>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</li> <li>・自動減圧機能用アキュムレータ</li> <li>・逃がし弁機能用アキュムレータ</li> <li>・タービン・バイパス弁</li> <li>・タービン制御系</li> </ul> <p>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"> <li>・高圧炉心スプレイ系注入弁</li> <li>・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</li> <li>・低圧炉心スプレイ系注入弁</li> <li>・残留熱除去系A系注入弁</li> <li>・残留熱除去系B系注入弁</li> <li>・残留熱除去系C系注入弁</li> </ul>	<p>東二はインターフェイスシステム LOCA 発生時の環境評価から、原子炉建屋原子炉棟内の環境改善を必要としないため、ブローアウトパネルによる環境を改善する手段は選定しない。</p> <p>（以下、設計方針の相違*7）</p> <p>記載方針の相違*2</p> <p>東二は漏えいの可能性がある箇所を選定し、全てを対象とする。</p> <p>柏崎は漏えいの発生確率の高い高圧系を選定している。</p> <p>設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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自動減圧機能用アキュムレータ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高圧炉心注水系注入隔離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。</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全て網羅されている。</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>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.3.1(2) d. (a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、自動減圧機能用アキュムレータ、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 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁を重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</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、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作をすることで原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離するが、漏えい箇所の隔離ができない場合には、原子炉を減圧することで原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを抑制し、現場での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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>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<sub>s</sub> 機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により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。</p>	<p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。                  記載方針の相違*<sup>2</sup>                  設計方針の相違*<sup>6</sup></p> <p>東二は重大事故等対処設備と位置付けている。                  柏崎は設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付けている。                  設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・タービンバイパス弁、タービン制御系                      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                      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、<b>運転員</b>の対応として<b>事故時運転操作手順書（徴候ベース）</b>（以下「EOP」という。）、<b>事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）</b>（以下「SOP」という。）及び<b>AM 設備別操作手順書</b>に定める（第1.3.1表）。</p> <p>また、<b>重大事故等時</b>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>・タービン・バイパス弁及びタービン制御系                      耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器が使用可能であれば、原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。</p> <p>e. 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」、「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、<b>運転員等<sup>※3</sup></b>及び<b>重大事故等対応要員</b>の対応として、「<b>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）</b>」、「<b>非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）</b>」及び「<b>重大事故等対策要領</b>」に定める（第1.3-1表）。</p> <p>また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に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>※3 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。</p>	<p>東二は「<b>技術的能力 1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について）</b>」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故の対応に当たることとしている。                      運転員等の定義を追記。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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・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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>ii. 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>※1</sup>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</li> <li>・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</li> </ul> <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"> <li>・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系<sup>※2</sup>以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合</li> </ul> <p>[注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<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. 手動による原子炉減圧</p> <p>低圧で原子炉へ注水可能な系統による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転及び主蒸気隔離弁が開状態での復水器を使用したタービン・バイパス弁により原子炉の減圧を実施する。</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破損の防止を目的として、逃がし安全弁により原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 逃がし安全弁による減圧</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>【逃がし安全弁（自動減圧機能）7個での減圧の場合】</p> <p>炉心損傷前において、低圧で原子炉へ注水可能な系統<sup>※1</sup>又は低圧代替注水系<sup>※2</sup>1系統以上起動できた場合。</p> <p>※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、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）、給水系（電動駆動給水ポンプ）及び復水系をいう。</p> <p>※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。</p> <p>【逃がし安全弁（自動減圧機能）2個での減圧の場合】</p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>※3</sup>で、原子炉圧力容器内の圧力が0.69MPa [gage] 以上の場合に高圧注水系<sup>※4</sup>が使用できず、低圧注水系<sup>※5</sup>1系統以上起動できた場合、又は原子炉注水手段がなく、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>※3：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※4：炉心損傷後における「高圧注水系」とは、高圧炉心スプレイ系、給水系（電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。</p>	<p>設計方針の相違<sup>*4</sup></p> <p>東二は手段毎に手順を整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による減圧については、炉心損傷前後の急速減圧について記載し、操作対象の弁数を整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>※1:「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」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、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。</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）、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）のいずれか1系をいう。</p>	<p>※5: 炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、復水系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>②a 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>②b 判断基準 ii：急速減圧の場合中央制御室運転員 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>[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>②a 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>②b 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）8 個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。                  逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を 8 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 8 個開放する。</p> <p>②c 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）2 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（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プール水の除熱を行う。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>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するまでの所要時間は下記のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タービンバイパス弁による減圧：1 分以内・逃がし安全弁による減圧：1 分以内</li> </ul>	<p>ii) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧手順は以下の通り。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁による原子炉の減圧を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、以下の操作及び確認により原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。（操作及び確認は(i)から順に実施する。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷前の場合                     <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を手動操作により開放する。</li> <li>(ii) 逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を開放できない場合、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動操作により追加で開放し、合計7個まで開放する。</li> <li>(iii) 逃がし安全弁7個を開放できない場合、逃がし安全弁が1個以上が開放されていることを確認する。</li> </ul> </li> <li>・炉心損傷後の場合                     <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 逃がし安全弁2個を手動操作により開放する。</li> <li>(ii) 逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を開放できない場合、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動操作により追加で開放し、合計2個まで開放する。</li> </ul> </li> </ul> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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による原子炉減圧開始までの所要時間は1分以内と想定する。なお、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>東二は手順の対応フローは記載しない。                  東二は「重大事故等時の対応手段選択フローチャート」順に対応手段を記載する。                  東二は「1.3.2.1(1)a(c)タービン・バイパス弁による減圧」にて整理。                  （比較表ページ23）</p> <p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容の違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。                  なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(b) 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧</p> <p>i) 手順着手の判断基準                      炉心損傷前において、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。</p> <p>ii) 操作手順                      原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧手順は以下の通り。                      ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンクの循環運転による原子炉の減圧を指示する。                      ②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環運転で起動し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性                      上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉減圧開始までの所要時間は25分以内と想定する。なお、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(c) タービン・バイパス弁による減圧</p> <p>i) 手順着手の判断基準                      炉心損傷前において、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁及び原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧ができない場合。</p> <p>ii) 操作手順                      タービン・バイパス弁による減圧手順は以下の通り。                      ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を指示する。                      ②運転員等は中央制御室にて、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性                      上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからタービンバイパス弁による原子炉減圧開始までの所要時間は3分以内と想定する。なお、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>柏崎は「1.3.2.1(1)a(b)「タービンバイパス弁による減圧」にて整理。                      （比較表ページ22）</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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、低圧注水系、低圧代替注水系（常設）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分後及び残留熱除去系ポンプ運転（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>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>(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1.3-15図に示す。</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が自動で作動しない場合、炉心損傷前であれば、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後、逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子炉の減圧を実施する。</p> <p>逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子炉の減圧ができない場合、原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧を実施する。ただし、インターフェイスシステムLOCA発生時の減圧手段としては使用しない。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧ができない場合、主蒸気隔離弁が開可能であれば、復水器を使用したタービン・バイパス弁による原子炉減圧を実施する。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合で、原子炉圧力容器内の圧力が0.69MPa [gage] 以上の場合に高圧注水系統が使用できず、低圧注水系統1系統以上起動できた場合、又は原子炉注水手段がなく、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）に到達した場合に逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子炉の減圧を実施する。</p> <p>なお、原子炉水位低異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合、過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち、2個を作動させて自動で原子炉を減圧する。</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. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの手動操作により開放して、原子炉を減圧する。</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による原子炉の減圧ができない場合。</p>	<p>東二は炉心損傷前後で対応手順が異なるため、炉心損傷前後で記載を整理する。</p> <p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。                      概要図を第1.3-2図に、タイムチャートを第1.3-3図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の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準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の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系蓄電池への切り替えを指示する。</p> <p>④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系蓄電池への切り替えを実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、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）の開放を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、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機能回復まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、常設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>操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>a. 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</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（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、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。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（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、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。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</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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>逃がし安全弁（自動減圧機能なし）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。</li> </ul> <p>※1：「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」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、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。</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）、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）のいずれか1系をいう。</p>	<p>b. 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>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉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（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの操作により開放して、原子炉を減圧する。</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による原子炉の減圧ができない場合において、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。</p>	<p>東二は逃がし安全弁（自動減圧機能）の直流電源を確保する。</p> <p>東二は常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復を対応手順を整備。</p> <p>また、減圧状況の確認については監視計器の電源が確保されるため中央制御室の計器にて監視可能である。</p> <p>東二は直流電源の有無を判断条件とする。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>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>④a [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>⑤a 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、125VDC分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを開放し、125VAM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（自動減圧機能なし）開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑥a 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（自動減圧機能なし）開放を指示する。</p> <p>⑦a 当直副長は、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。</p> <p>⑧a 中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p>	<p>(b) 操作手順</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手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-4図に、タイムチャートを第1.3-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から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への切替準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、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により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から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への切り替えを指示する。</p> <p>④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（自動減圧機能）の制御回路電源を所内常設直流電源設備から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への切り替えを実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、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）の開放を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、発電長に報告する。</p>	<p>東二は手順の対応フローは記載しない。                  設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。                  なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。                  その他、柏崎は操作手順④aで可搬計測器による原子炉圧力容器内の圧力を確認する手順を整備しているが、東二は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する旨、「1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順」に記載する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑨a [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、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。                      [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、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>⑩a 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。                      [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]</p> <p>④b 現場運転員C及びD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、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。                      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、全閉操作は実施しない。</p> <p>⑤b 現場運転員E及びF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、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)供給弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥b 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、窒素ガスポ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。</p>		<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）、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。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。</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</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、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</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"> <li>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台以上若しくは代替注水系2系以上の起動<sup>*1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の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。</li> </ul>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、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>c. 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>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉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）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。</p> <p>なお、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCの作動回路B系に優先で接続する。その他の逃がし安全弁（自動減圧機能）についても蒸気によるサブプレッション・プールへの負荷を考慮し異なる主蒸気配管から2個を選定する。</p> <p>また、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。</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による原子炉の減圧ができない場合において、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。</p>	<p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p> <p>東二は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個を機能回復の対象としているが、機能回復対象の選択にあたっては、優先順位とサブプレッション・プールへの負荷を考慮する。</p> <p>なお、東二の逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は中央制御室にて実施するが、柏崎は現場にて実施する。</p> <p>東二は中央制御室にて、接続した可搬型計測器で原子炉の減圧を確認する。</p> <p>東二は直流電源の有無を判断条件とする。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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:「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」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、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）、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）のいずれか1系をいう。</p> <p><b>(b) 操作手順</b></p> <p>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。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、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。</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>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。</p> <p>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p>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>③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。</p> <p>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、全閉操作は実施しない。</p> <p>④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、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)供給弁の全閉操作を実施する。</p>	<p><b>(b) 操作手順</b></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手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-6図に、タイムチャートを第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）開放の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し、原子炉圧力指示値を確認する。</p> <p>③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仮設ケーブルを接続する。</p> <p>④運転員等は、発電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）の開放の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑤発電長は、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）開放を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池のスイッチ操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し、原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、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原子炉の減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑤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。</p> <p>⑥現場運転員 E 及び F は、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。</p> <p>⑦当直副長は、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。</p> <p>⑧当直副長は、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。</p> <p>⑨現場運転員 E 及び F は、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 [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、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>[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、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、窒素ガスポ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。</p> <p>⑫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。</p>		<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）、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。</p> <p>c. 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</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、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D,E,K又はU）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D,E,K又はU）を開放して発電用原子炉を減圧する。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</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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>※1:「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」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、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。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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機能回復まで56分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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、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。</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>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。</p> <p>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p>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>③現場運転員C及びDは、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）開放の系統構成として、代替逃がし安全弁駆動装置のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)及び高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>④現場運転員E及びFは、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）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)の全開操作を実施し、当直副長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）開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、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。</p> <p>⑥当直副長は、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。</p> <p>⑦現場運転員E及びFは、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁を開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑧ [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>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>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</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>⑨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。</p> <p>(c)操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）、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40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。室温は通常運転時と同程度である。</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. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保</p> <p>不活性ガス系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、供給源を高圧窒素ガスポンベ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、高圧窒素ガスポンベから供給している期間において、高圧窒素ガス供給系出口のポンベ圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンベ（待機側）へ切り替え、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベと取り替える。</p> <p>(a)手順着手の判断基準</p> <p>[不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え]</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>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>a. 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>窒素供給系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に、供給源が非常用窒素供給系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、非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベに切り替えを実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】</p> <p>窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な自動減圧系作動用アキュムレータの圧力が1.10MPa [gage] 以下の場合。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>東二と柏崎では、設備設計の相違から、非常用窒素供給系（高圧窒素ポンベ）への切替えや予備の高圧窒素ポンベに切り替え手順が異なるが、実質的な相違はない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え]</p> <p>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力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>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。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、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。</p> <p>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。</p> <p>③当直副長は、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力低警報が発生した場合、現場運転員に高圧窒素ガスポンベ（待機側）への切替え及び使用済みの高圧窒素ガスポンベの取替えを指示する。</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高圧窒素ガスポンベの確保を依頼する。</p> <p>⑤現場運転員 C, D, E 及び F は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。</p> <p>⑥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ポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベを取り替える。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、高圧窒素ガスポンベを取り替え後、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ポ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。</p>	<p>【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え】</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、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が5.0MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>非常用窒素供給系による窒素確保手順の概要は以下のとおり。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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用窒素供給系による窒素確保を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ供給止め弁が開したことを確認する。あわせて、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（1.10MPa [gage] 以下）警報が消灯することを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に非常用窒素供給系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が5.0MPa [gage] 以下の場合に、予備ボンベラックに配備している予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの交換を指示する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの入れ替えを実施する。</p> <p>⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを交換した後の非常用窒素供給系供給圧力指示値の確認を指示する。</p> <p>⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを交換した後、窒素が供給されていることを非常用窒素供給系供給圧力指示値により確認し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、高圧窒素ガスポンベ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> <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保中央制御室運転員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。</li> <li>高圧窒素ガスポンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスポンベの取替えによる逃がし安全弁駆動源確保現場運転員4名にて作業を実施した場合は約60分で可能である。</li> </ul> <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>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、非常用窒素供給系による窒素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>【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、1分以内と想定する。</li> </ul> <p>【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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名にて実施した場合、281分以内と想定する。</li> </ul> <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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</p> <p>予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベからの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>予備の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）へ作動用の窒素供給期間中に、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力低下を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。</p> <p>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> <ol style="list-style-type: none"> <li>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部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）の駆動源を確保するための準備を依頼する。</li> <li>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を指示する。</li> <li>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を実施し、発電長に報告する。</li> <li>発電長は、災害対策本部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）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。</li> </ol>	<p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*3</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑤災害対策本部長は、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。</p> <p>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。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部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）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。</p> <p>⑧災害対策本部長は、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。</p> <p>⑨災害対策本部長は、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。</p> <p>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。</p> <p>⑪重大事故等対応要員は、災害対策本部長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。</p> <p>⑫災害対策本部長は、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）駆動源の確保が完了したことを連絡する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の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）による窒素確保まで310分以内と想定する。</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。</p> <p>また、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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁の駆動に必要な窒素供給が喪失した場合、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により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放することで、原子炉を減圧する。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。</p> <p>また、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【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（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る原子炉の減圧ができない場合。</p> <p>【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え】</p> <p>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）へ作動用の窒素供給期間中に、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が5.0MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。</p> <p>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、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。</p> <p>③運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を開とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により開にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を開とする。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑦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、予備ポ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交換を指示する。</p> <p>⑧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ポンベと予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの入れ替えを実施する。</p> <p>⑨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ポンベを予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性                      作業開始を判断してから、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。                      【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名にて実施した場合、4分以内と想定する。                      【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え】                      ・現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、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ポンベ切替えによる原子炉減圧開始まで120分以内と想定する。                      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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設計方針の相違*2                      操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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、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。</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。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。また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、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。</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>(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧</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原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V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、直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bの電圧喪失を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。代替直流電源による復旧後、逃がし安全弁は、中央制御室に設置されている操作盤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>常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び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。また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</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、逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、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り直流125V充電器に給電し、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>東二は直流電源の有無を判断条件とする。。</p> <p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準                      全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、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、第二代替交流電源設備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。</p> <p>(b) 操作手順                      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。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                      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。また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、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。</p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択                      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。                      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）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。</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準                      全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bの電源喪失を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順                      常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。                      代替交流電源による復旧後、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                      常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型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。                      また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択                      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1.3-15図に示す。                      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、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による直流電源の確保に失敗した場合、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又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。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）の機能を回復するまでに時間を要することから、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を同時に準備する。</p>	<p>東二は直流電源の有無を判断条件とする。</p> <p>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p> <p>設計方針の相違*1</p> <p>東二は、本項後段の非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保できない場合の対応手段の選択で整理。                      （比較表ページ42）                      東二は可搬型代替直流電源設備の準備に時間を要するため、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の準備を同時並行で実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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>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、第二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、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベ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、あらかじめ窒素ガスの供給圧力を調整している。</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>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、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により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、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り直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し、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、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保され、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。</p> <p>非常用窒素供給系の圧力が低下した場合については、予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベへの切替え又は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）の駆動源を確保する。可搬型窒素供給装置（小型）については窒素確保までに時間を要することから、あらかじめ災害対策本部長へ準備を依頼する。</p> <p>非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保できない場合、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)の駆動源を確保する。</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に、あらかじめ逃がし安全弁に必要な窒素の供給圧力を調整している。</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原子炉の減圧を行う。</p> <p>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破損を防止するための手動による原子炉減圧の操作手順については、「1.3.2.1(1)a. 手動による原子炉減圧」の対応手順と同様である。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>東二は非常用窒素供給系圧力が低下した場合の対応手段を記載。</p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>柏崎は本項前段の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の対応手段の選択で整理。                      （比較表ページ41）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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「原子炉建屋制御」</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、原子炉建屋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、原子炉建屋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「原子炉建屋制御」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>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、破断箇所の特定及び中央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、破断箇所の特定及び中央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、建屋圧力、建屋放射線量）抑制操作の開始を指示する。</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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」</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漏えい箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系の系統圧力及び原子炉水位のパラメータ変化によりインターフェイスシステム LOCA 発生を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。</p> <p>タイムチャートを第1.3-14図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。</p> <p>② 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度、主蒸気流量、給水流量及び原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により、インターフェイスシステム LOCA の発生を総合的に確認することで漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し、発電長に報告する。</p> <p>③ 発電長は、運転員等に漏えい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し、発電長に報告する。</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換気系の起動操作を実施し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑥a 復水器使用可能の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、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。</p> <p>⑥b 復水器使用不可能の場合                      中央制御室運転員 A 及び B 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、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。</p> <p>⑦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。</p> <p>⑧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扱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。</p> <p>⑨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）を装着し（現場運転員 E 及び F は装着補助を行う）、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。</p> <p>⑩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。</p> <p>⑪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。</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、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後、原子炉減圧及び残留熱除去系（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、低圧で原子炉へ注水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>⑨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、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。<b>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、復水器を使用したタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を実施する。</b></p> <p>⑩運転員等は<b>逃がし安全弁による原子炉の減圧を実施した場合</b>、中央制御室にて、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑪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）設定点から原子炉水位低（レベル 3）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑫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、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点から原子炉水位低（レベル 3）設定点の間に維持し、発電長に報告する。</p> <p>⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。</p> <p>⑭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、発電長に報告する。</p> <p>⑮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）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑯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、低圧で原子炉へ注水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）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間に維持し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違があるが、実態として記載内容に違いはないことから操作手順に限り色別化は省略する。                      なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、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）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15分以内で可能である。</p> <p>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、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240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（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]</p> <p>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、定例試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁手動開閉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>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から漏えい箇所の隔離完了まで12分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>中央制御室からの隔離操作により隔離ができない場合の現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から漏えい箇所の隔離完了まで300分以内と想定する。</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。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が、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。</p> <p>(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)</p> <p>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、定期試験として実施する非常用炉心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閉操作が困難とな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の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、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できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの隔離操作を速やかに行うことを可能とする。</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とする。</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>設備及び体制の違いにより記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<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、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により、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>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <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、第二代替交流電源設備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>(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、非常用炉心冷却系の系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化を確認することでインターフェイスシステムLOCA発生を判断する。また、非常用炉心冷却系のポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手も可能である。</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>逃がし安全弁、非常用逃がし安全弁駆動系、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>可搬型窒素供給装置（小型）、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、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>東二は事故時に操作の判断、確認に係る計器設備に関する手順を技術的能力「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備することを記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考		
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）					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、対応設備、手順書一覧（1/21） （フロントライン系故障時）					東二は設計基準事故対処設備に対し、重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての位置付けをしない。 東二は対応設備を主要設備（主たるポンプ・除熱のための熱交換器や冷却水源等）、関連設備（水源・流路・電源等）に分けて整理している。 東二は設備名で統一しているが、柏崎は系統名による記載と設備名による記載が混在している。 東二は1つの手段につき1つの表で示している。 （以下、第1.3-1表において同様） 設計方針の相違*1~7 （以下、第1.3-1表において同様）		
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	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		整備する手順書*1	
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	重大事故等 対処設備	- ※1, ※2	フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	主要設備	過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（自動減圧機能）※3	重大事故等 対処設備	- ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）					関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	重大事故等 対処設備	
		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自動減圧機能用アキュムレータ所内蓄電式直流電源設備 ※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	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「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」	関連設備				自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	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	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「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」								
タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「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」										

※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:整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2:運転員による操作不要の減圧機能である。  
 ※3:逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。  
 ※4: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。  
 ※5:逃がし安全弁（逃がし弁機能）A, G, S及びVが対象である。  
 ※6:逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。  
 ※7: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。  
 ■:自主的に整備する対応手段を示す。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（2／21）							
（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	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	
				自動減圧系	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
主蒸気系配管・クエンチャ所内常設直流電源設備 <sup>※4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 代替所内電気設備 ・緊急用電源切替盤 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	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」 重大事故等対策要領						
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。							
柏崎は比較表 47 ページに記載							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（3／21）						
（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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表 47 ページに記載
フロントライン系故障時	自動減圧系	(逃がし安全弁による減圧②) 手動による原子炉減圧	主要設備 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	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等	
			関連設備 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備 <sup>※4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		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
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（4/21）						
（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	対応設備		整備する手順書 <sup>*1</sup>	設計方針の相違 <sup>*4</sup>
フロントライン系故障時	自動減圧系	（原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧） 手動による原子炉減圧	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 所内常設直流電源設備 <sup>*4</sup> ・125V蓄電池 A系 常設代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・緊急用125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>*4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考															
	対応手段、対応設備、手順書一覧（5/21） （フロントライン系故障時） <table border="1" data-bbox="1317 401 2466 892"> <thead> <tr> <th data-bbox="1317 401 1383 472">分類</th> <th data-bbox="1383 401 1614 472">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1614 401 1694 472">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1694 401 2214 472">対応設備</th> <th data-bbox="2214 401 2466 472">整備する手順書<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1317 472 1383 892" rowspan="2">フロントライン系故障時</td> <td data-bbox="1383 472 1614 892" rowspan="2">自動減圧系</td> <td data-bbox="1614 472 1694 682" style="background-color: #ffff00;">(タービン・バイパス弁による原子炉減圧)</td> <td data-bbox="1694 472 2131 682">主要設備 タービン・バイパス弁 タービン制御系</td> <td data-bbox="2131 472 2214 682">自主対策設備</td> <td data-bbox="2214 472 2466 892" rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1614 682 1694 892">関連設備</td> <td data-bbox="1694 682 2131 892">主蒸気系配管・弁</td> <td data-bbox="2131 682 2214 892">自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table>					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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	フロントライン系故障時	自動減圧系	(タービン・バイパス弁による原子炉減圧)	主要設備 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 （徴候ベース） 「急速減圧」等	関連設備	主蒸気系配管・弁	自主対策設備	柏崎は比較表47ページに記載
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>																
フロントライン系故障時	自動減圧系	(タービン・バイパス弁による原子炉減圧)	主要設備 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 （徴候ベース） 「急速減圧」等																
		関連設備	主蒸気系配管・弁	自主対策設備																	
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（2／4） （サポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（6／21） （サポート系故障時）					設計方針の相違*1
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	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	整備する手順書*1	
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	重大事故等 対応設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 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」	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）	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	主要設備 逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等 対応設備 非常時運転手順書II（徴候ベース）「急速減圧」等	
			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	重大事故等 対応設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 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」				関連設備 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備*4 ・緊急用125V系蓄電池 代替所内電気設備 ・緊急用電源切替盤		
		駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系（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）D, E, K, Uの4個 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「代替SRV駆動装置によるSRV開放」	重大事故等 対応設備					
	高圧窒素ガス供給系による	高圧窒素ガスポンプ 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	重大事故等 対応設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「SRV駆動源確保」							
※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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（3／4） （サポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（7／21） （サポート系故障時）					柏崎は比較表52ページに記載
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	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	整備する手順書※1	
サポート系故障時	-	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	- ※4	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	逃がし安全弁（自動減圧機能）	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
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	- ※3				自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	重大事故等対応設備	
			直流給電車及び電源車 ※3							自主対策設備
	全交流動力電源 常設直流電源	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	- ※3				代替所内電気設備 ・緊急用電源切替盤 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	自主対策設備	
第二代替交流電源設備 ※3			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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
柏崎は比較表 52 ページに記載						
対応手段、対応設備、手順書一覧（8／21） （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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	
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）	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	主要設備	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） <sup>※6</sup>	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対応設備	
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（9／21）						
（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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表 52 ページに記載
サポート系故障時	—	非常用窒素供給系による窒素確保	主要設備	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等	
			関連設備	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。						
※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。						
※4：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。						
※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。						
※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。						
※7：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。						
■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考															
	<p>対応手段、対応設備、手順書一覧（10／21）                      （サポート系故障時）</p> <table border="1" data-bbox="1314 443 2466 1276"> <thead> <tr> <th data-bbox="1314 443 1383 514">分類</th> <th data-bbox="1383 443 1614 514">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1614 443 1694 514">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1694 443 2214 514">対応設備</th> <th data-bbox="2214 443 2466 514">整備する手順書<sup>*1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1314 514 1383 1276" rowspan="2">サポート系故障時</td> <td data-bbox="1383 514 1614 1276" rowspan="2">-</td> <td data-bbox="1614 514 1694 1276" rowspan="2">可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</td> <td data-bbox="1694 514 1804 762">主要設備</td> <td data-bbox="1804 514 2131 762">可搬型窒素供給装置（小型）</td> <td data-bbox="2131 514 2214 762">自主対策設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 762 1804 1276">関連設備</td> <td data-bbox="1804 762 2131 1276">                     逃がし安全弁（自動減圧機能）                      自動減圧機能用アキュムレータ                      主蒸気系配管・クエンチャ                      非常用窒素供給系配管・弁                      所内常設直流電源設備<sup>*4</sup>                      ・125V系蓄電池 A系                      ・125V系蓄電池 B系                      可搬型代替交流電源設備<sup>*4</sup>                      ・可搬型代替低圧電源車                      常設代替直流電源設備<sup>*4</sup>                      ・緊急用125V系蓄電池                      可搬型代替直流電源設備<sup>*4</sup>                      ・可搬型代替低圧電源車                      ・可搬型整流器                      代替所内電気設備                      ・緊急用電源切替盤                      燃料給油設備<sup>*4</sup>                      ・可搬型設備用軽油タンク                      ・タンクローリ                 </td> <td data-bbox="2131 762 2214 1276">重大事故等対応設備</td> </tr> </tbody> </table>					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		整備する手順書 <sup>*1</sup>	サポート系故障時	-	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	主要設備	可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	関連設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 所内常設直流電源設備 <sup>*4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 代替所内電気設備 ・緊急用電源切替盤 燃料給油設備 <sup>*4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	<p>設計方針の相違<sup>*3</sup></p>
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		整備する手順書 <sup>*1</sup>																
サポート系故障時	-	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	主要設備	可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備																
			関連設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 所内常設直流電源設備 <sup>*4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 代替所内電気設備 ・緊急用電源切替盤 燃料給油設備 <sup>*4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備																
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。                      ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。                      ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。                      ※4：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。                      ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。                      ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。                      ※7：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。                      ■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（11／21）						
（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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表 52 ページに記載
サポート系故障時	-	非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	主要設備	非常用逃がし安全弁駆動系 高压窒素ポンプ 逃がし安全弁（逃がし弁機能） <sup>※5</sup>	重大事故等対応設備	
			関連設備	非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	非常時運転手順書II（徴候ベース） 「急速減圧」等 重大事故等対策要領
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二						備考												
							対応手段、対応設備、手順書一覧（12／21）												
							(サポート系故障時)												
							<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 449 1383 516">分類</th> <th data-bbox="1383 449 1614 516">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1614 449 1694 516">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1694 449 2214 516">対応設備</th> <th data-bbox="2214 449 2466 516">整備する手順書※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1311 516 1383 871">サポート系故障時</td> <td data-bbox="1383 516 1614 871">—</td> <td data-bbox="1614 516 1694 871">逃がし安全弁の背圧対策</td> <td data-bbox="1694 516 1754 871">主要設備</td> <td data-bbox="1754 516 2214 871">非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系</td> <td data-bbox="2214 516 2466 871">—※7</td> </tr> </tbody> </table>	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		整備する手順書※1	サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	—※7
							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		整備する手順書※1							
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	—※7														
							<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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>												
							<p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>												
							<p>柏崎は比較表53ページに記載</p>												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（13／21）						
（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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表 53 ページに記載
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） 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）	代替直流電源設備による復旧①	主要設備 逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 重大事故等対策要領	
			関連設備 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（14／21）						
（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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表 53 ページに記載
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） 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）	代替直流電源設備による復旧②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	
			逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備		
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（15／21） （サポート系故障時）						柏崎は比較表53ページに記載
分類  サポート系故障時	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  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）  所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	対応手段  代替交流電源設備による復旧①	対応設備  逃がし安全弁（自動減圧機能）  主要設備  関連設備 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	整備する手順書※1  重大事故等対応設備  重大事故等対応設備  非常時運転手順書II（徴候ベース） 「急速減圧」等  重大事故等対策要領		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（16／21） （サポート系故障時）						柏崎は比較表 53 ページに記載
サポート系故障時	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  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）  所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	対応手段  代替交流電源設備による復旧②	主要設備  逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	整備する手順書※1  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等  重大事故等対策要領	
			関連設備  主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		
			逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考		
対応手段，対応設備，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）					対応手段，対応設備，手順書一覧（17/21） （原子炉格納容器破損の防止）							
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	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	整備する手順書 <sup>※1</sup>			
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出／格納容器 雰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） 「RPV 制御」	原子炉格納容器破損の防止	-	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①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対応設備		
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	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				関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備 <sup>※4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」	
			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 （シビアアクシデント） 「R/B 制御」							自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」
			高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）							重大事故等対策要領	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離										
		原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等対応設備								

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。  
 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。  
 ※4：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。  
 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。  
 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。  
 ※7：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。  
 ■：自主的に整備する対応手段を示す。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（18／21）						
（原子炉格納容器破損の防止）						
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	
原子炉格納容器破損の防止	-	炉心損傷時における格納容器雰囲気直接加熱の防止②	主要設備	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」	
			関連設備	重大事故等対応設備	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	
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。</p> <p>※4：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>※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。</p> <p>※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。</p> <p>※7：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> <p>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎は比較表 63 ページに記載

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（19／21）						柏崎は比較表 63 ページに記載
(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応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
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①	主要設備 逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ 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 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対応設備		
			関連設備 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	非常時運転手順書II （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等 重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（20／21） （インターフェイスシステムLOCA発生時）						柏崎は比較表 63 ページに記載
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		整備する手順書※1	
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②	主要設備 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 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」等  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		
			主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（21／21） （インターフェイスシステムLOCA発生時）						柏崎は比較表 63 ページに記載
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	
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③	主要設備 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 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」等 重大事故等対策要領	
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備		
			関連設備 所内常設直流電源設備 <sup>※4</sup> ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		
主蒸気系配管・弁	自主対策設備					
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：過渡時自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。 ※4：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。 ※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A、G、S及びVが対象である。 ※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。 ※7：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																											
<p>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）</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">1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」</td> <td>判断基準 補機監視機能</td> <td>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 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水器内圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 あ原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水器内圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「急速減圧」</td> <td>判断基準 補機監視機能</td> <td>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 復水器内圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</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)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>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）	1.3.2.1 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（微候ベース） 「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 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水器内圧力	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 あ原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器内の水位	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)	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	復水器内圧力	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「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 復水器内圧力	操作	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)	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	復水器内圧力	<p>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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対应手順</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">1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">a. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁7個での減圧の場合】</td> <td>判断基準</td> <td>注水手段の確保（運転状態） 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>サブプレッション・プール水温度※1</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">a. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁2個での減圧の場合】</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレイ系系統流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 給水流量</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>注水手段の確保（運転状態）</td> <td>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※2 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度※1</td> </tr> </tbody> </table>	対应手順	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. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁7個での減圧の場合】	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※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1	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※1	a. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	判断基準	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) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 給水流量	操作	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※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※2 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	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) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1	<p>東二は監視計器について、重大事故等対処設備としての要求（耐性等）を満たし設計されているもの、そうでないものとの区別を注記している（詳細は1.15（事故時の計装に関する手順等）にて整理する）。 （以下、第1.3-2表において同様）</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）																																																																											
1.3.2.1 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（微候ベース） 「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 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水器内圧力																																																																											
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 あ原子炉圧力 (SA)																																																																										
		原子炉圧力容器内の水位	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)																																																																										
		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	復水器内圧力																																																																											
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「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 復水器内圧力																																																																											
	操作	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)																																																																										
		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	復水器内圧力																																																																										
対应手順	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. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁7個での減圧の場合】	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※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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																																																																											
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1																																																																										
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1																																																																										
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※1																																																																											
a. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	判断基準	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) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧代替注水系系統流量※1 給水流量																																																																										
	操作	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※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※2 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 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																																																																										
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1																																																																										
		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) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1																																																																										
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1																																																																										
<p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。                  ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（2/6）			監視計器一覧（2/6）			柏崎は比較表 68 ページに記載	
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）	対应手順	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			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	注水手段の確保（運転状態）	原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 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		
		原子炉圧力容器内の水位			原子炉圧力 <sup>*1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>*1</sup>		
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（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）	原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉隔離時冷却系系統流量 <sup>*2</sup> 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 復水貯蔵タンク水位	
		原子炉圧力容器内の水位				原子炉圧力 <sup>*1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>*1</sup>	
		原子炉格納容器内の放射線量率				原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>*1</sup>	
		原子炉圧力容器内の温度				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水位 サブプレッション・プール水位 <sup>*1</sup>
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	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 <sup>*1</sup>					
			a. 手動による原子炉減圧 (b) 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>*2</sup> 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		
			a. 手動による原子炉減圧 (c) タービン・バイパス弁による減圧	操作	原子炉圧力 <sup>*1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>*1</sup> 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>*1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>*1</sup>		
				補機監視機能	復水器真空度		
			※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考
監視計器一覧（3/6）			監視計器一覧（3/6）			
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）	対応手順	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			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			
事故時運転転換手順書（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」	判断基準	電源	電源 原子炉圧力容器内の圧力	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧※2	
		補機監視機能		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
	操作	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） 原子炉圧力（現場計器）	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※2	
		補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
事故時運転転換手順書（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」	判断基準	電源	電源 原子炉圧力容器内の圧力	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧※2 緊急用直流 125V 主母線盤電圧※2	
		補機監視機能		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
	操作	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） 原子炉圧力（現場計器）	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧※2 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P / C」という。）電圧※2	
		補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
事故時運転転換手順書（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」	判断基準	電源	電源 原子炉圧力容器内の圧力	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧※2 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧※2 緊急用直流 125V 主母線盤電圧※2	
		補機監視機能		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
		操作		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（4/6）			監視計器一覧（4/6）			設計方針の相違*3	
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）	対応手順	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			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（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」	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	a. 非常用窒素供給系による窒素確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】	判断基準	駆動源の確保		自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力*2
	補機監視機能	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンペ(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		操作	補機監視機能		非常用窒素供給系供給圧力*2
	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) 原子炉圧力 (現場計器)	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ポンペ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力*2 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力*2		
操作	補機監視機能	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンペ(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	操作	補機監視機能	非常用窒素供給系供給圧力*2 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力*2		
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）による窒素確保				
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」	判断基準	補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ出口圧力低警報	c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	判断基準	駆動源の確保		高圧窒素ポンペ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力*2 非常用窒素供給系供給圧力*2 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力*2 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力*2 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンペ圧力*2
	操作	補機監視機能 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 窒素ガスポンペ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ(B) 出口圧力		操作	補機監視機能		非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力*2 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンペ圧力*2

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（5/6）			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）	対応手順	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			1.3.2.4 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  事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	判断基準	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）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力*1 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力*1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1		
		補機監視機能		ドライウエルサンプ水位	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）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1 原子炉圧力*1 原子炉圧力（SA）*1 ドライウエル雰囲気温度*1 ドライウエル圧力*1 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力*1 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力*1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1 主蒸気流量 給水流量	
		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 HPCF(B)ポンプ室床漏えい HPCF(C)ポンプ室床漏えい RCICポンプ室床漏えい RCIC蒸気管圧力低 RCIC蒸気管流量大 CUW差流量大	操作	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレー系系統流量*1 残留熱除去系系統流量*1 低圧炉心スプレー系系統流量*1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）*1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）*1
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ポンプ室雰囲気温度 RCICポンプ室雰囲気温度 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 ・原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射線モニタ	補機監視機能	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力				
操作		水源の確保	サプレッション・プール水位*1 代替淡水貯槽水位*1				
			原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度*1			
			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*1 残留熱除去系熱交換器出口温度*1 残留熱除去系系統流量*1 残留熱除去系海水系系統流量*1			
			※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考																										
<p>監視計器一覧（6/6）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="97 367 468 441">手順書</th> <th data-bbox="468 367 750 441">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="750 367 1160 441">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="97 447 1160 499">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 data-bbox="97 506 468 1547" rowspan="5">                     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」                 </td> <td data-bbox="468 506 750 642">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="750 506 1160 642">                     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(B)系統流量                      高圧炉心注水系(C)系統流量                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 648 750 774">補機監視機能</td> <td data-bbox="750 648 1160 774">                     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                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 781 750 865">水源の確保</td> <td data-bbox="750 781 1160 865">                     サプレッション・チェンバ・プール水位                      復水貯蔵槽水位                      復水貯蔵槽水位 (SA)                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 871 750 903">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="750 871 1160 903">サプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 909 750 1512">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="750 909 1160 1512">                     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                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力                      原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 1518 750 1547">補機監視機能</td> <td data-bbox="750 1518 1160 1547">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（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」	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(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)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(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力	水源の確保	サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	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 原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力	補機監視機能	復水器内圧力	<p>監視計器一覧（6/6）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 367 1679 441">対応手順</th> <th data-bbox="1679 367 1947 441">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1947 367 2427 441">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1308 447 2427 520">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 data-bbox="1308 527 1679 1600">(1) 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「二次格納施設制御」</td> <td data-bbox="1679 527 1947 1600">操作 漏えい関連警報</td> <td data-bbox="1947 527 2427 1600">                     【漏えい検知】                      ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW                      ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH                      LDS CUW ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE                      RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH                      LDS MS TUNNEL TEMP HI                      LDS T/B MS LINE TEMP HI                      LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI                      LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI                      LDS CUW ROOMS TEMP HI                      LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI                      LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI                      LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT 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                      【原子炉建屋サンブ液位警報】                      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                      【原子炉建屋サンブ温度警報】                      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】                      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                      プロセス放射線モニタ警報                      火災報知器警報                      原子炉建屋内放射線モニタ警報                      原子炉建屋内ダストモニタ警報                 </td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	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） 「二次格納施設制御」	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 ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT 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 【原子炉建屋サンブ液位警報】 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 【原子炉建屋サンブ温度警報】 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】 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 プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 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																														
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」	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(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)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(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力																												
	水源の確保	サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																												
	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度																												
	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 原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力																												
補機監視機能	復水器内圧力																													
対応手順	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） 「二次格納施設制御」	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 ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT 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 【原子炉建屋サンブ液位警報】 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 【原子炉建屋サンブ温度警報】 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】 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 プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報																												
<p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。                  ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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 data-bbox="121 369 552 457">対象条文</th> <th data-bbox="552 369 828 457">供給対象設備</th> <th data-bbox="828 369 1157 457">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="121 457 552 737"> <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> </td> <td data-bbox="552 457 828 737"> <p>逃がし安全弁</p> </td> <td data-bbox="828 457 1157 737"> <p>所内蓄電式直流電源設備 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</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 737 552 921"></td> <td data-bbox="552 737 828 921"> <p>中央制御室監視計器類</p> </td> <td data-bbox="828 737 1157 921"> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p> </td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	<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>逃がし安全弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 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</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p>		<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p>	<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 data-bbox="1317 401 1596 470">対象条文</th> <th data-bbox="1596 401 2056 470">供給対象設備</th> <th data-bbox="2056 401 2412 470">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1317 470 1596 684"> <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> </td> <td data-bbox="1596 470 2056 684"> <p>逃がし安全弁</p> </td> <td data-bbox="2056 470 2412 684"> <p>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 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</p> </td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	<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>逃がし安全弁</p>	<p>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 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</p>	
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線															
<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>逃がし安全弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 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</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p>															
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p>															
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線															
<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>逃がし安全弁</p>	<p>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 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</p>															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>SR井による原子炉減圧機能喪失</p> <p>SR井 A (ADS機能付き)による減圧機能喪失</p> <p>SR井 A (ADS機能なし)による減圧機能喪失</p> <p>注：ADS機能なしSR井は、A,C,F,H,L,N,R,Tの9個 注：ADS機能付きSR井は、B,D,E,G,J,K,M,P,S,Uの10個</p> <p>フロントライン系統降圧時の対応手段          ①：減圧の自動化          ②：手動操作による減圧（タービンバイパス井）          ③：手動操作による減圧（タービンバイパス井）</p> <p>サポート系系統降圧時の対応手段          ④：可搬型直流電源設備による減圧          ⑤：可搬型直流電源設備による減圧          ⑥：可搬型直流電源設備による減圧          ⑦：可搬型直流電源設備による減圧          ⑧：可搬型直流電源設備による減圧          ⑨：可搬型直流電源設備による減圧          ⑩：可搬型直流電源設備による減圧          ⑪：可搬型直流電源設備による減圧</p> <p>注：③の対策は、MSV閉鎖のみ有効          ④の対策は、ADS機能なしSR井が対象          ⑤の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR井が対象          ⑥の対策は、ADS機能なしSR井D、E、K、Uの4個が対象          ⑧⑨⑩⑪の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR井及びADS機能なしSR井が対象</p>	<p>東海第二</p> <p>SR井 A (ADS機能付き)による減圧機能喪失</p> <p>SR井 A (ADS機能なし)による減圧機能喪失</p> <p>注：ADS機能なしSR井は、A,C,F,H,L,N,R,Tの9個 注：ADS機能付きSR井は、B,D,E,G,J,K,M,P,S,Uの10個</p> <p>フロントライン系統降圧時の対応手段          ①：減圧の自動化          ②：手動操作による減圧（タービンバイパス井）          ③：手動操作による減圧（タービンバイパス井）</p> <p>サポート系系統降圧時の対応手段          ④：可搬型直流電源設備による減圧          ⑤：可搬型直流電源設備による減圧          ⑥：可搬型直流電源設備による減圧          ⑦：可搬型直流電源設備による減圧          ⑧：可搬型直流電源設備による減圧          ⑨：可搬型直流電源設備による減圧          ⑩：可搬型直流電源設備による減圧          ⑪：可搬型直流電源設備による減圧</p> <p>注：③の対策は、MSV閉鎖のみ有効          ④の対策は、ADS機能なしSR井が対象          ⑤の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR井が対象          ⑥の対策は、ADS機能なしSR井D、E、K、Uの4個が対象          ⑧⑨⑩⑪の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR井及びADS機能なしSR井が対象</p>	<p>備考</p> <p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p style="text-align: center;">第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)</p>	<p style="text-align: center;">第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)</p>	<p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>① 原子炉停止の自働化              ・ 運転時自働化（自動減圧機能）              ・ 停止時安全弁（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）</p> <p>②-1 手順による原子炉の減圧（緊急時原子炉停止）              ・ 緊急時原子炉停止（自動減圧機能）              ・ 停止時安全弁（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）</p> <p>②-2 手順による原子炉の減圧（原子炉停止後の減圧）              ・ 緊急時原子炉停止（自動減圧機能）              ・ 停止時安全弁（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）              ・ 自動減圧機能（自動減圧機能）</p> <p>③ 手順による原子炉の減圧（タービン・バイパス管）              ・ タービン・バイパス管              ・ タービン・バイパス管</p>	<p>柏崎は比較表 75 ページ、76 ページに記載。              東二は先行 PWR を参考に作成。</p>

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析（3/3）

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）										東海第二	備考			
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	故障要因9					
SR弁による原子炉減圧機能喪失	SR弁（ADS機能付き）による減圧機能喪失	SR弁本体故障		ADS A系作動回路故障	ADS A系自動信号									
				ADS A系電磁弁故障	ADS A系手動									
			ADS A系機能喪失		主母線盤故障									
					遮断器故障									
					蓄電池機能喪失									
					充電器盤故障									
				AC電源喪失					P/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失		
				M/C故障										
		ADS B系機能喪失		ADS B系作動回路故障	ADS B系自動信号									
				ADS B系電磁弁故障	ADS B系手動									
				主母線盤故障										
				遮断器故障										
			蓄電池機能喪失											
			充電器盤故障											
	SR弁（ADS機能なし）による減圧機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失		ADS B系駆動電源喪失（DC電源）	直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失						
					蓄電池機能喪失									
					充電器盤故障									
					AC電源喪失					P/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失	
					M/C故障									
					アキュムレータ									
		遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失		HPIN（非常用）機能喪失	窒素ガスポンペ AC系 配管							
						自動信号								
						手動								
						主母線盤故障								
					遮断器故障									
					蓄電池機能喪失									
遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失								
				蓄電池機能喪失										
				充電器盤故障										
				AC電源喪失					P/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失		
				M/C故障										
				アキュムレータ										

東二は先行PWRを参考に作成しており、機能喪失原因対策分析（補足）は作成しない。

※ 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）

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="166 369 1160 1570" style="border: 1px solid black; height: 572px; width: 335px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="338 1667 985 1701" style="text-align: center;">第1.3.2図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 365 2881 659">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料に記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="163 352 1160 1486" style="border: 1px solid black; height: 540px; width: 336px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="329 1518 982 1549" style="text-align: center;">第1.3.3図 EOP「急速減圧」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 363 2881 657">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料に記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="163 384 1160 1423" style="border: 1px solid black; height: 495px; width: 336px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="231 1535 1092 1570">第1.3.4図 SOP「RPV制御」、SOP「R/B制御」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 363 2881 661">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料に記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>



柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																							
	<table border="1" data-bbox="1359 373 2427 573"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要員数</th> <th colspan="9">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> <th>4</th> <th>5</th> <th>6</th> <th>7</th> <th>8</th> <th>9</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</td> <td rowspan="2">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="9">常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1359 625 2427 730">第1.3-3図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）									備考	1	2	3	4	5	6	7	8	9	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分																																<p data-bbox="2516 363 2730 394">設計方針の相違*1</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数			経過時間（分）										備考																																											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9																																															
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分																																																							

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）

操作手順	弁名称
④ <sup>b</sup>	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
⑤ <sup>b※1</sup>	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
⑤ <sup>b※2</sup>	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
⑤ <sup>b※3⑥</sup>	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
⑤ <sup>b※4⑥</sup>	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(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

東海第二

凡例	記号	説明
電動開閉弁	30	
空気開閉弁	30	
弁	△	
逆止弁	▽	
圧力調整弁	▽	
電磁弁	▽	
逃がし安全弁	▽	
アクチュエレータ	▽	
圧力検出器	▽	
設計基準相違箇所	○	
追加した箇所	□	

注：可搬型直流電源設備による減圧低圧については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電源弁A系への供給を止す。

第1.3-4 図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

操作手順	弁名称
⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

記号例 ○：操作手順番号を示す。

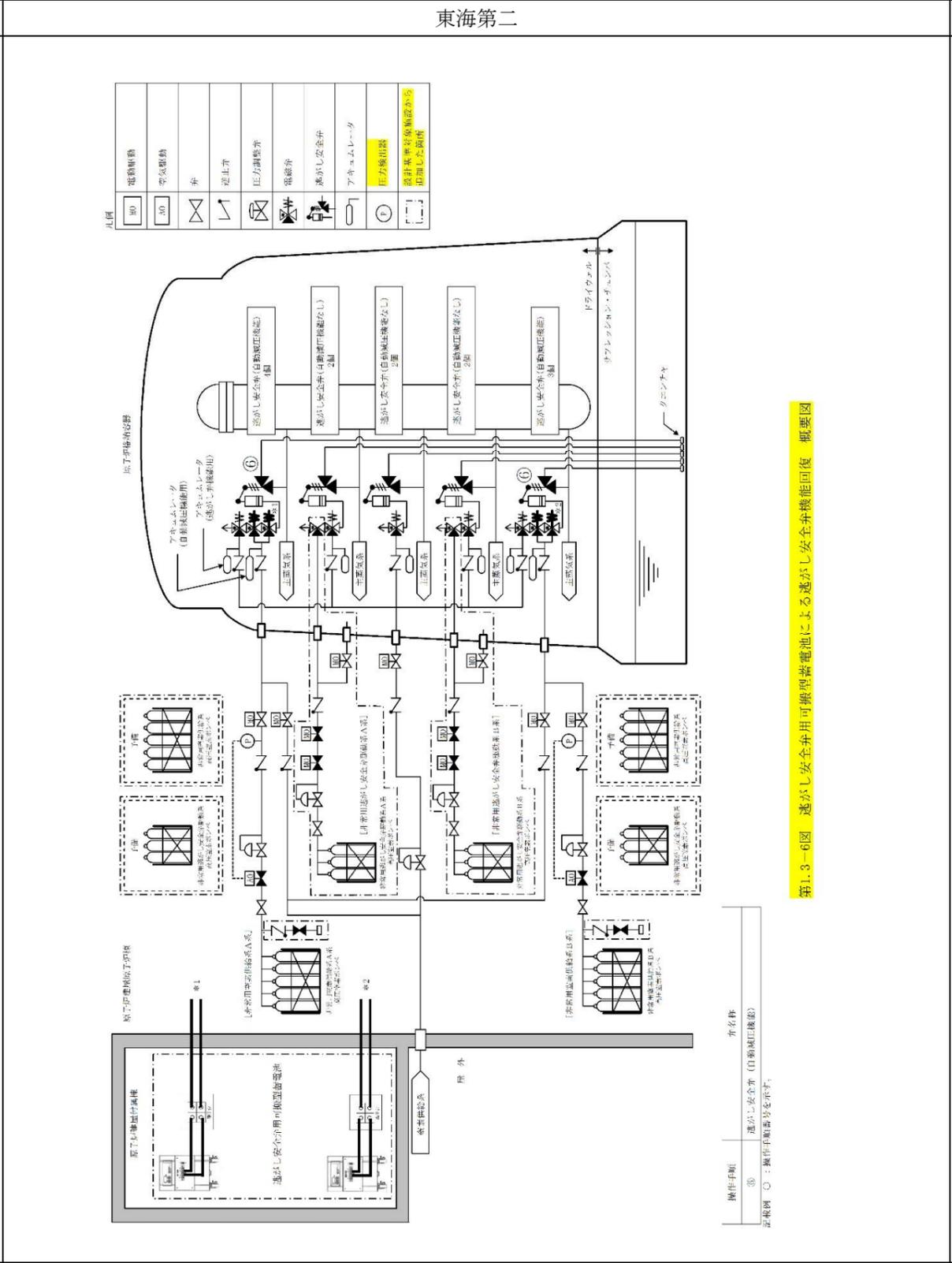
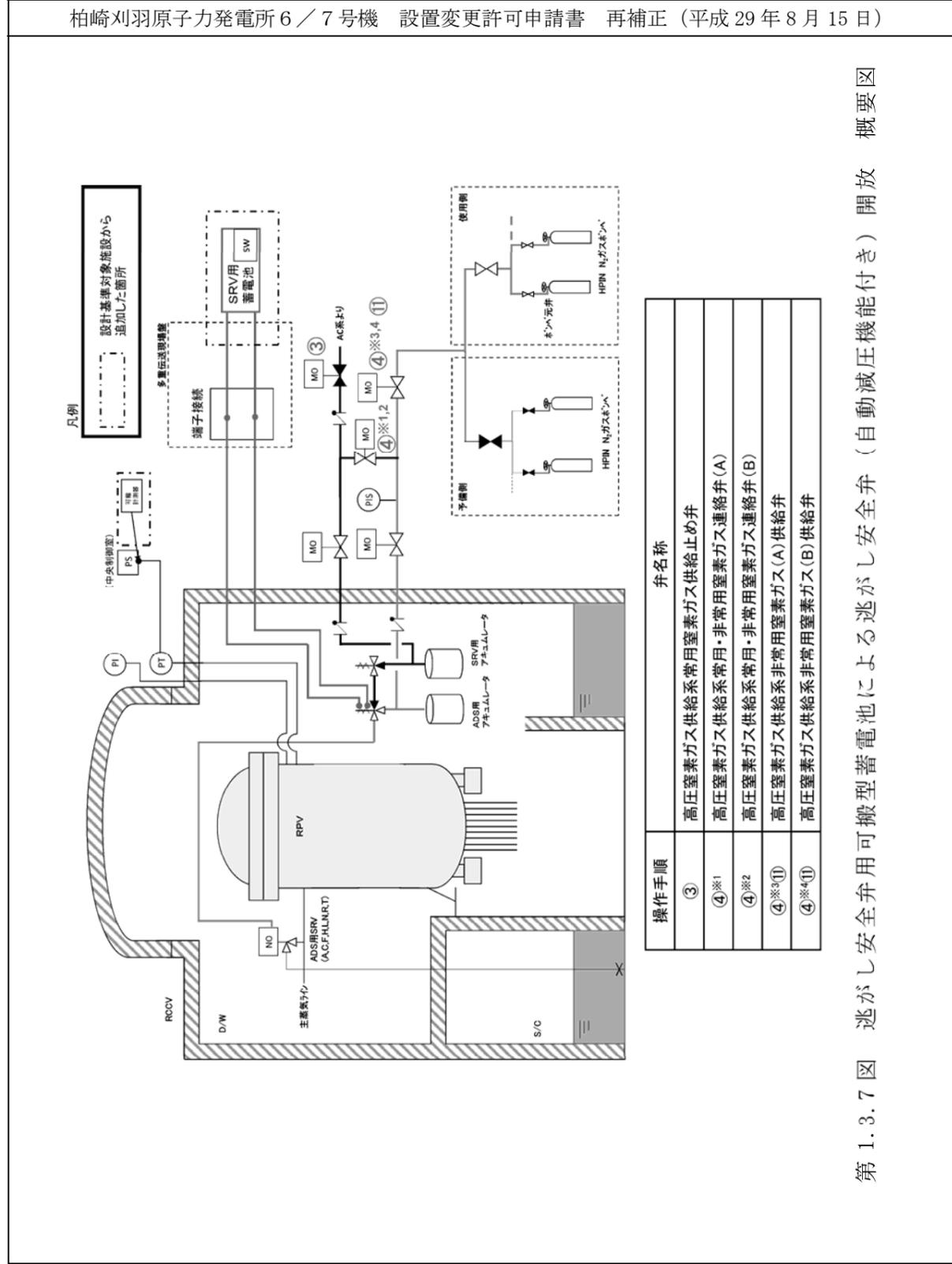
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

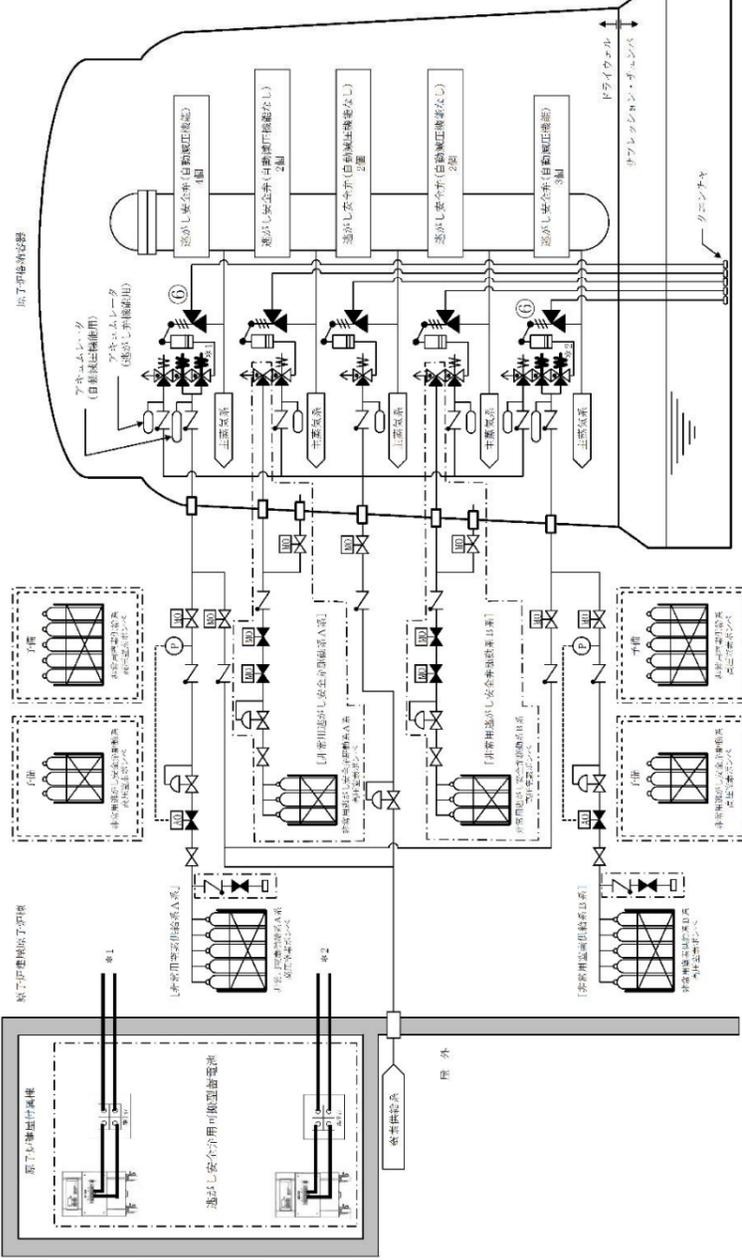
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	要員（数）		
	中央制御室運転員 A、B	2	
	現場運転員 C、D	2	
	現場運転員 E、F	2	
	緊急時対策要員	6	
			発電用原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため、いずれかの計器で確認する。
第1.3.6 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 タイムチャート			
第1.3-5 図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート			
ヤーフト			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点



凡例	電機駆動	空気駆動	弁	遮断弁	圧力調整弁	電磁弁	逃がし安全弁	アキムスレータ	圧力検出器	設計基準が変更された箇所
③	□	□	◇	◇	◇	◇	◇	◇	◇	■



操作手順 ③ 逃がし安全弁（自動減圧機付き）  
 弁名称 ④※① 操作手順番号を示す。

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		経過時間（分）										備考		
手順の項目	要員（数）	10	20	30	40	50	60	70	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放 55分					
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	電源確認、通信連絡設備準備													
	可搬型蓄電池、ケーブル接続													
	可搬型蓄電池、ケーブル接続													
	中央制御室運転員 A、B	2												
	現場運転員 C、D	2												
	現場運転員 E、F	2												

備考  
 発電用原子炉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 1.3.8 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

東海第二		経過時間（分）										備考			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	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 56分				
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	可搬型蓄電池、ケーブル接続														
	可搬型蓄電池、ケーブル接続														
	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1													

備考  
 可搬型蓄電池、ケーブル接続  
 減圧開始操作  
 減圧確認

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機能回復 タイムチャート

備考

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考												
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"> <p>凡例</p> <p>設計基準対象施設から追加した箇所</p> </div> <div style="width: 60%;"> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③※1</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)</td> </tr> <tr> <td>③※2</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)</td> </tr> <tr> <td>③※3</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: right;">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</p>	操作手順	弁名称	③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)	③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)	③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)	④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)	⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁	東海第二	備考  設計方針の相違*2
操作手順	弁名称													
③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)													
③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)													
③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)													
④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)													
⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

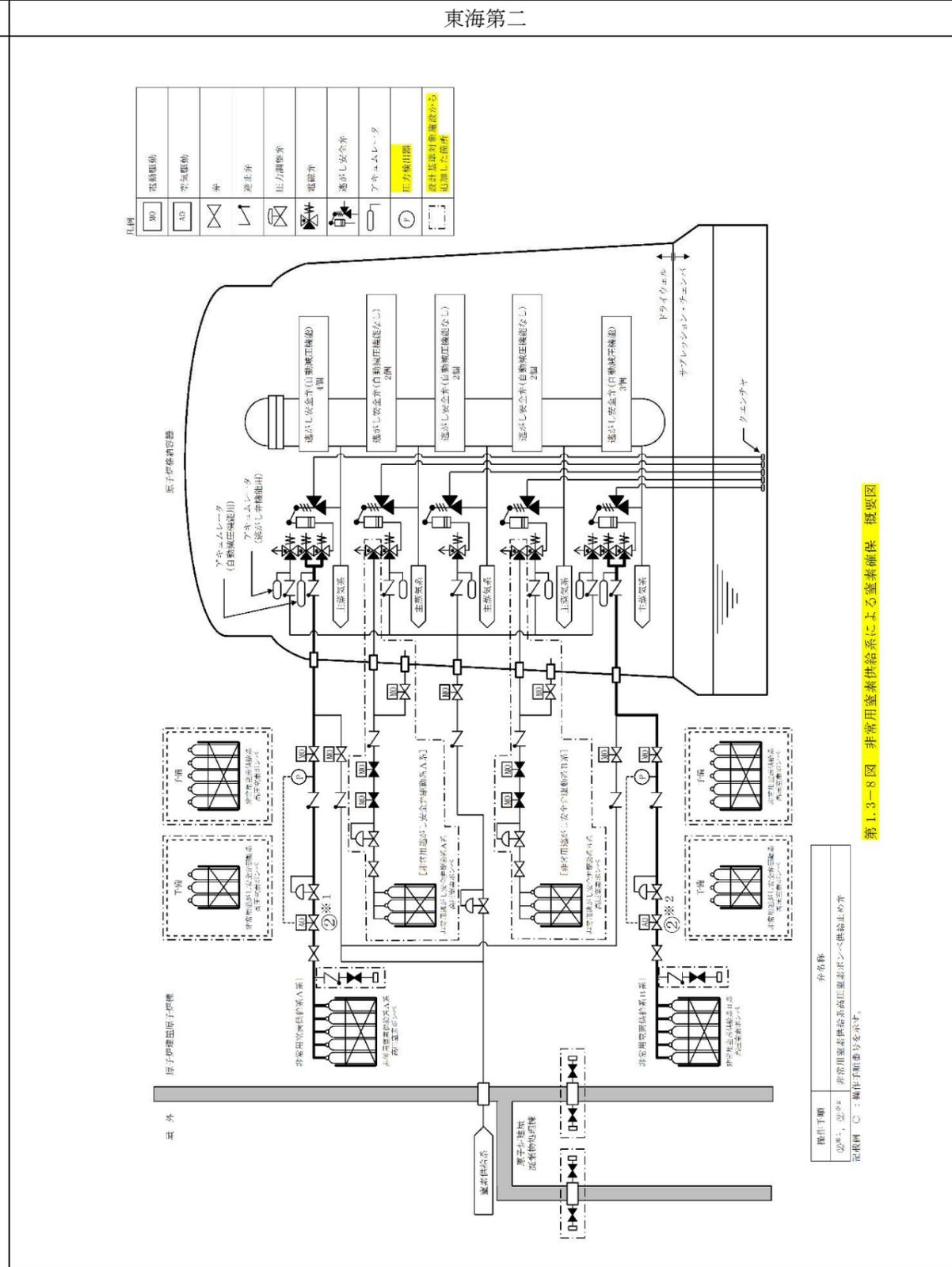
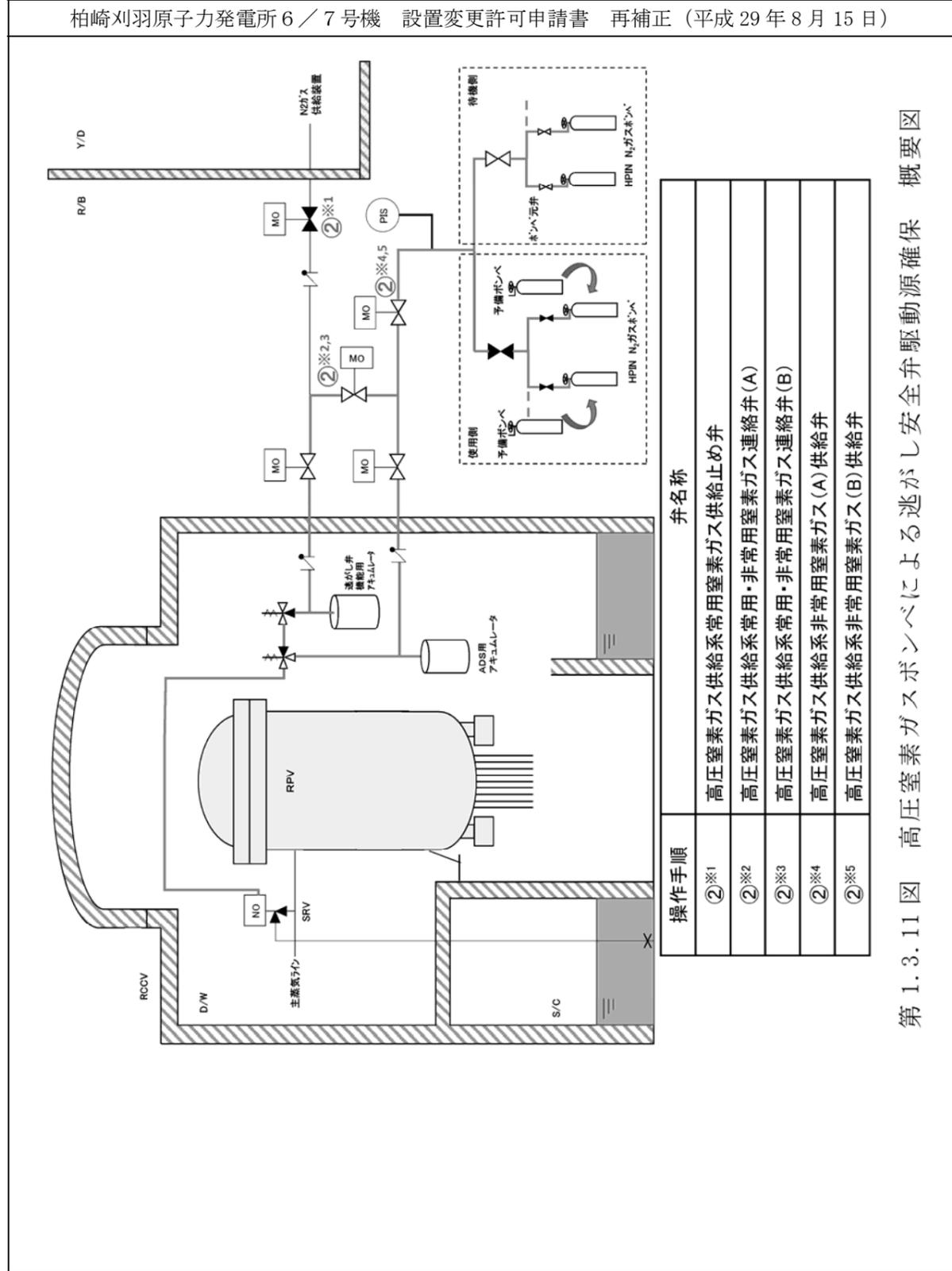
【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二		備考
手順の項目 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	要員(数)	40分 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放		発電用原子炉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。
	中央制御室運転員 A, B	2	通過済設備準備 可測計測機接続 減圧確認	
	現場運転員 C, D	2	移動 仮設ホース取付、系統構成 減圧確認	
	現場運転員 E, F	2	移動 系統構成、減圧操作開始	
第 1.3.10 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 タイムチャート				
				設計方針の相違*2

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点



備考

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	
手順の項目 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）	要員（数）
	中央制御室運転員 A、B 2
	現場運転員 C、D 2
経過時間（分） 70 60 50 40 30 20 10 通信運轉監視準備 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 20分 窒素ガス供給確認 移動、ライン切替	
手順の項目 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）	要員（数）
	現場運転員 C、D 2
	現場運転員 E、F 2
経過時間（分） 70 60 50 40 30 20 10 高圧窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 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	

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

東海第二		備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分） 0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5 備考
非常用窒素供給系による窒素確保 （窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室） 1	1分 非常用窒素供給系による窒素確保 警報確認、系統構成確認
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分） 10 20 30 40 250 260 270 280 290 備考
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切替え）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室） 1  運転員等 （当直運転員） （現場） 2	非常用窒素供給系 高圧窒素ポンベ圧力低警報発生 警報確認 非常用窒素供給系による窒素確保 281分 移動、ポンベ交換操作
第 1.3-9 図 非常用窒素供給系による窒素確保 タイムチャート		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

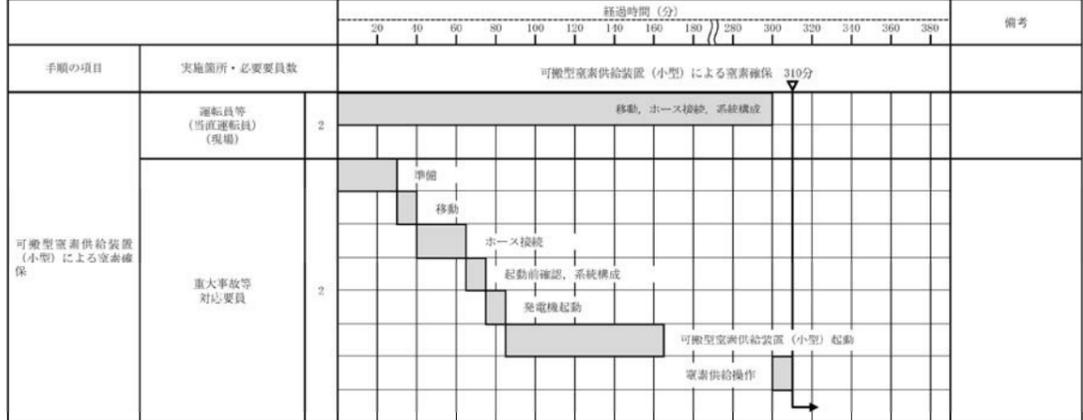
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td>電動駆動</td><td>弁</td></tr> <tr><td>空気駆動</td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>弁</td><td>圧力調整弁</td></tr> <tr><td>電磁弁</td><td>電磁弁</td></tr> <tr><td>遮断し安全弁</td><td>遮断し安全弁</td></tr> <tr><td>アキユムレータ</td><td>アキユムレータ</td></tr> <tr><td>圧力検出器</td><td>圧力検出器</td></tr> <tr><td>設計変更対象設備から追加した設備</td><td></td></tr> </table> <p>第1.3-10図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図</p> <p>記号例 ○：操作手順番号を表示          ○※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場合、その実施順を示す。</p>	電動駆動	弁	空気駆動	逆止弁	弁	圧力調整弁	電磁弁	電磁弁	遮断し安全弁	遮断し安全弁	アキユムレータ	アキユムレータ	圧力検出器	圧力検出器	設計変更対象設備から追加した設備		<p>設計方針の相違*3</p>
電動駆動	弁																	
空気駆動	逆止弁																	
弁	圧力調整弁																	
電磁弁	電磁弁																	
遮断し安全弁	遮断し安全弁																	
アキユムレータ	アキユムレータ																	
圧力検出器	圧力検出器																	
設計変更対象設備から追加した設備																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

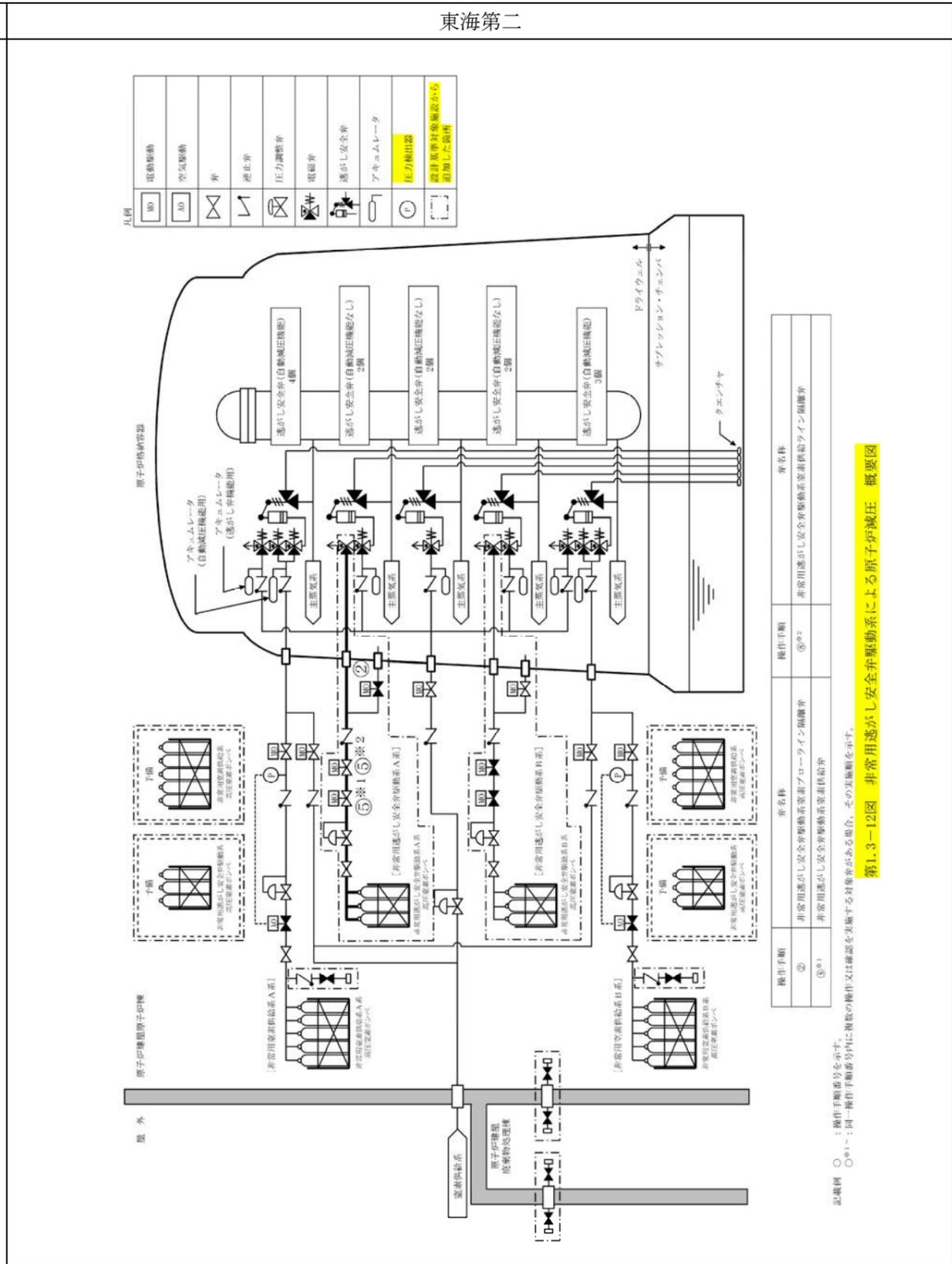
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	 <p data-bbox="1359 850 2442 955">第 1.3-11 図 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保 タイムチャート</p>	<p data-bbox="2516 357 2730 388">設計方針の相違*3</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）



設計方針の相違\*2

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>第 1.3-13 図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 タイムチャート</p>	<p>設計方針の相違*2</p>
	<p>第 1.3-13 図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 タイムチャート</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表  
 【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="154 367 1151 856" style="border: 1px solid black; height: 233px; width: 336px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="192 913 1113 1018">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>		<p data-bbox="2516 357 2878 661">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料に記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="151 363 1050 1837" style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; margin-right: 10px;">第1.3.14 図 EOP「原子炉建屋制御」におけるインターフェースシステムLOCA発生時の対応フロー</p>		<p>東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料に記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	
備考	
経過時間(時)	0 1 2 3 4 5 6 7 8
10分	15分 遠隔隔離
20分	240分 現場隔離 ※
30分	インターフェイスシステムLOCA事象発生 インターフェイスシステムLOCA事象判断 減圧完了、S/P冷却開始
要員(数)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2 現場運転員 E, F 2
手順の項目	インターフェイスシステム LOCA
備考	

※ 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）

東海第二		備考
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1
	運転員等 （当直運転員） （現場）	2
	運転員等 （重大事故等 対応要員） （現場）	3
	運転員等 （重大事故等 対応要員） （現場）	4
備考		

※：漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

第 1.3-14 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」 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）

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</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 (1/2)</p>	<p>東海第二</p> <p>第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)</p>	<p>備考</p>

【対象項目：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】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：10月2日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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>東海第二</p> <p>第 1.3-15 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>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.4.1 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. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</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>    i. 低圧代替注水</p> <p>    ii. 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>    i. 復旧</p> <p>    ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>    i. 低圧代替注水</p> <p>    ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</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>    i. 低圧代替注水</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>    i. 復旧</p> <p>    ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.4.1 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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備</p> <p>b. 原子炉運転中の対応手段及び設備</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>    i) 低圧代替注水</p> <p>    ii) 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>    i) 復旧</p> <p>    ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>    i) 低圧代替注水</p> <p>    ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備</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>    i) 低圧代替注水</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>    i) 復旧</p> <p>    ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 手順等</p>	<p>東二は設計基準事故対象設備を重大事故対処設備として使用するにあたり、対応設備の手段として整理している。</p> <p>なお、柏崎は「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）による対応手順」にて整理。</p> <p>（比較表ページ3）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱</p> <p>1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）</p> <p>(c) 代替循環冷却系による原子炉注水</p>	<p>柏崎は「1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順」にて整理。（比較表ページ3）</p> <p>東二は残留熱除去系の有する格納容器除熱機能を代替する内部水源機器として、代替循環冷却系を新設する。代替循環冷却系は原子炉が低圧時に注水が可能設備であるため、低圧注水手段として対応手順を整備する。</p> <p>柏崎の低圧代替注水系（常設）と代替循環冷却系は、同じ復水移送ポンプを使用しており、代替循環冷却系は原子炉格納容器内の減圧及び除熱として整理している。</p> <p>（以下、設計方針の相違*1）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p>	<p>(d) 消火系による原子炉注水</p> <p>(e) 補給水系による原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水</p> <p>(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p>	<p>東二は補給水系を原子炉注水設備（自主対策設備）として使用する。                  （以下、設計方針の相違*<sup>2</sup>）</p> <p>東二は低圧炉心スプレイ系が設置されており、原子炉注水設備として使用する。                  （以下、設計方針の相違*<sup>3</sup>）</p> <p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</p> <p>(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>東二は進展抑制として、原子炉冷却材浄化系を使用する。                  （以下、設計方針の相違*4）</p> <p>東二は「1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて整理。                  （比較表ページ1）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p><b>【要求事項】</b>                      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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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、発電用原子炉を冷却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><b>【解釈】</b>                      1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却                      a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧                      a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（<b>低圧注水モード</b>）による冷却機能である。</p> <p>また、<b>発電用原子炉停止中</b>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冷却機能は、残留熱除去系（<b>原子炉停止時冷却モード</b>）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これら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、発電用原子炉を冷却する対処設備を<b>整備しており</b>、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>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p><b>【要求事項】</b>                      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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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、発電用原子炉を冷却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><b>【解釈】</b>                      1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却                      a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧                      a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p><b>発電用原子炉運転中</b>、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する<b>発電用原子炉の冷却機能</b>は、残留熱除去系（<b>低圧注水系</b>）及び<b>低圧炉心スプレイ系</b>による<b>冷却機能</b>である。</p> <p><b>発電用原子炉運転停止中</b>において、設計基準事故対処設備が有する<b>発電用原子炉の冷却機能</b>は、残留熱除去系（<b>低圧注水系</b>）及び<b>低圧炉心スプレイ系</b>による<b>冷却機能</b>である。また、設計基準事故対処設備が有する<b>発電用原子炉の長期的な冷却機能</b>は、残留熱除去系（<b>原子炉停止時冷却系</b>）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これら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、<b>発電用</b>原子炉を冷却する対処設備を<b>整備する</b>。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>東二は原子炉運転中及び停止中を分けて整理。                      設計方針の相違*3</p> <p>東二は対処設備の本格的な設置工事前であることから方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4.1 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>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、<b>発電用原子炉</b>を冷却し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の設計基準事故対処設備として<b>残留熱除去系（低圧注水モード）</b>を設置している。</p> <p><b>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</b>を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを<b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け</b>重大事故等の対処に用いるが、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1.4.1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び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<sup>※1</sup>を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</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四十七条及び技術基準規則第六十二条（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>1.4.1 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><b>原子炉運転中</b>において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態<b>で原子炉</b>を冷却し、炉心の著しい損傷及び<b>原子炉</b>格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として、<b>残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール</b>を設置している。</p> <p><b>原子炉運転停止中</b>において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態<b>で原子炉</b>を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、<b>残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール</b>を設置している。</p> <p>また、<b>原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ</b>を設置している。</p> <p>なお、本条項での原子炉運転停止中とは、<b>原子炉冷却材温度100℃未満<sup>※1</sup>及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。</b></p> <p>※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、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1.4-1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、<b>原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備</b>を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段<b>及び自主対策設備<sup>※2</sup></b>を選定する。</p> <p>※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</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四十七条及び技術基準規則第六十二条（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>東二は原子炉運転中及び停止中を分けて整理。</p> <p>東二は設備名、柏崎は系統名を記載。</p> <p>(以下、記載方針の相違<sup>*1</sup>)</p> <p>設計方針の相違<sup>*3</sup></p> <p>記載方針の相違<sup>*1</sup></p> <p>本条項での原子炉停止中を定義する。</p> <p>東二は重大事故等対処設備と位置付けている。</p> <p>柏崎は設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付けている。</p> <p>(以下、記載方針の相違<sup>*2</sup>)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・サプレッション・チェンバ</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</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、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障による機能喪失を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。</p> <p>さらに、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合を想定する。</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1.4-1表に整理する。</p> <p>a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・サプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> </ul> <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ</li> <li>・サプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> </ul>	<p>柏崎は本項の後段で説明文を記載。          （比較表ページ8）</p> <p>東二は表題を記載。          記載方針の相違*2          設計方針の相違*3          東二は設備の添付八の記載と合わせ、主要な設備を本文に記載し、関連設備は「第1.4-1表」に整理することとしている。          （以下、記載方針の相違*3）          東二は残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の冷却水として、残留熱除去系海水系を設置している。なお、柏崎は原子炉補機冷却系を残留熱除去系冷却水として使用する。          （以下、設計方針の相違*5）          設計方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*5</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・非常用交流電源設備</li> </ul> <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、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）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原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</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1.4.1表に整理する。</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</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>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> </ul>	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> </ul> <p>b. 原子炉運転中の対応手段及び設備</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>i) 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽</li> </ul>	<p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>東二は本項の前段で説明文を記載する。 （比較表ページ7）</p> <p>記載方針の相違*<sup>1</sup>                  設計方針の相違*<sup>3</sup>                  設計方針の相違*<sup>1</sup>                  設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>東二は低圧代替注水系の常設機器として、新設の常設低圧代替注水系ポンプを使用するが、柏崎は既設の補給水系を使用する。 （以下、設計方針の相違*<sup>6</sup>）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・非常用交流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> </ul> <p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・防火水槽</li> <li>・淡水貯水池</li> <li>・ホース・接続口</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・非常用交流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> <li>・燃料補給設備</li> </ul> <p>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</p>	<p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水中型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）</li> <li>・西側淡水貯水設備</li> <li>・代替淡水貯槽</li> </ul>	<p>東二は常設代替電源の代替としての自主的な電源設備は設置していない。              （以下、設計方針の相違*7）</p> <p>記載方針の相違*3              東二で新規配備する可搬型代替注水中型ポンプ及び大型ポンプは、様々な手段に用いるため、使用目的を併記する。              （以下、記載方針の相違*4）</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>東二の水源に関する具体的記載は、技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に整理しており、ここでは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>また、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却                  消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>・ろ過水タンク</li> <li>・消火系配管・弁</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・非常用交流電源設備</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> <li>・燃料補給設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> <li>・燃料補給設備</li> </ul>	<p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水                  代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・サプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレーナ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul> <p>(iv) 消火系による原子炉注水                  消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電動駆動消火ポンプ</li> <li>・ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>・ろ過水貯蔵タンク</li> <li>・多目的タンク</li> </ul>	<p>設計方針の相違*1</p> <p>記載方針の相違*4</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>東二は常用電源が使用可能である場合、電動駆動消火ポンプを使用する。</p> <p>（以下、設計方針の相違*8）                  東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして、多目的タンクを設置している。</p> <p>設計方針の相違*7</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。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全て網羅されている。</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残留熱除去系（低圧注水モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</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>(v) 補給水系による原子炉注水</p> <p>補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> </ul> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) b. (a) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b. (a) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により機能喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> </ul> <p>残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*6</p> <p>記載方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*1</p> <p>記載方針の相違*1</p> <p>設計方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>・残留熱除去系（C）配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系（B）及び（C）配管・弁・スパージャ※1</p> <p>当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉圧力容器への注水流量が少ない，注水流量の監視ができない，現場での系統構成が必要）があるが，残留熱除去系（A）及び（B）配管から注水ができない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち，復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁は重大事故等対処設備であるが，原子炉圧力容器への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置付ける。</p> <p>・第二代替交流電源設備</p> <p>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。</p>	<p>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</p> <p>車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シナリオに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。</p> <p>・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。</p> <p>・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。</p>	<p>記載方針の相違*4</p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替残留熱除去系海水系を新規配備し，残留熱除去系又は代替循環冷却系に冷却水を供給できる。</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>設計方針の相違*8</p> <p>東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして，多目的タンクを設置している。</p> <p>東二は注入する配管による制限はなく，各注入配管には監視計器が設置されている。</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。</p> <p>i) 復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、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により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手段がある。</p> <p>また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手段がある。</p> <p>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及び代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を給油し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、原子炉運転停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) c. (b) i) 復旧」にて整備する。</p>	<p>東二は起因事象を明確化。</p> <p>東二はサポート系故障として、全交流電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失を、分けて記載している。                  （以下、記載方針の相違*5）                  設計方針の相違*5                  設計方針の相違*7                  記載方針の相違*4</p> <p>記載方針の相違*4                  設計方針の相違*3                  設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧                      代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・サブプレッション・チェンバ</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・ストレナ・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・代替原子炉補機冷却系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> </ul> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</p>	<p>(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水                      残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ（海水冷却）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレナ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレナ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul> <p>全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。                      残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。</p> <p>(ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水                      低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）</li> <li>・サブプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレナ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレナ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul> <p>全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。                      残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。</p>	<p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>残留熱除去系ポンプの冷却源は海水であることを明記。                      東二は残留熱除去系海水系機能喪失の代替として、常設機器である緊急用海水系、可搬型機器である代替残留熱除去系海水系を配備する。</p> <p>記載方針の相違*<sup>4</sup>                      設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>他逐条に整理する内容を記載。</p> <p>設計方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>4</sup>                      他逐条に整理する内容を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設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。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系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全て網羅されている。</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原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</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>・第二代替交流電源設備</p> <p>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。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器、サプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b. (b) i) (ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）、サプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、原子炉を冷却することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</p> <p>車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。</p>	<p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。</p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>5</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプを新規配備し残留熱除去系海水系として使用できる。</p> <p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・高圧炉心注水系配管・弁</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> </ul> <p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・防火水槽</li> <li>・淡水貯水池</li> <li>・ホース・接続口</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> <li>・代替所内電気設備</li> <li>・燃料補給設備</li> </ul>	<p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、<b>代替循環冷却系</b>、消火系及び<b>補給水系</b>により残存溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽</li> </ul> <p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水中型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）</li> <li>・西側淡水貯水設備</li> <li>・代替淡水貯槽</li> </ul>	<p>設計方針の相違*1                  設計方針の相違*2                  記載方針の相違*3                  設計方針の相違*6                  設計方針の相違*7                  記載方針の相違*3                  記載方針の相違*4                  設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>・ろ過水タンク</li> <li>・消火系配管・弁</li> <li>・復水補給水系配管・弁</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備</li> </ul>	<p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系ポンプ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・サプレッション・プール</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレーナ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul> <p>(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電動駆動消火ポンプ</li> <li>・ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>・ろ過水貯蔵タンク</li> <li>・多目的タンク</li> </ul> <p>(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵タンク</li> </ul>	<p>東二の水源に関する具体的記載は、技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に整理しており、ここでは記載しない。</p> <p>設計方針の相違*1</p> <p>記載方針の相違*4</p> <p>記載方針の相違*3 設備運用の相違*8</p> <p>東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして、多目的タンクを設置している。</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した溶融炉心を冷却することができる。</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>・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) b. (c) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b. (c) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合においても、残存溶融炉心を冷却することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</p> <p>車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p>	<p>東二は対応手段ごとに対処設備を記載。</p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>6</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>4</sup></p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替残留熱除去系海水系を新規配備し、残留熱除去系又は代替循環冷却系に冷却水を供給できる。</p> <p>記載方針の相違*<sup>3</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>8</sup></p> <p>東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして、多目的タンクを設置している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・ 第二代替交流電源設備</p> <p>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。</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</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>i. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p>	<p>・ 復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備</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>i) 低圧代替注水</p> <p>原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>以上の設備により、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>1</sup></p> <p>設計方針の相違*<sup>2</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>1</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・原子炉圧力容器</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系配管・弁・スパージャ</li> <li>・給水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・原子炉補機冷却系</li> <li>・代替原子炉補機冷却系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・第二代替交流電源設備</li> </ul>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。</p> <p>i) 復旧</p> <p>原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、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により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。</p> <p>また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。さらに、常用電源が使用できる場合には、重大事故等の進展を抑制するため、原子炉冷却材の浄化に用いる原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を除熱する手段がある。</p> <p>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及び代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を給油し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ（海水冷却）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> <li>・残留熱除去系海水ポンプ</li> <li>・残留熱除去系海水ストレーナ</li> <li>・緊急用海水ポンプ</li> <li>・緊急用海水ストレーナ</li> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul>	<p>東二は起因事象を明確化。</p> <p>記載方針の相違*5</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*4</p> <p>設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>記載方針の相違*4</p> <p>記載方針の相違*3</p> <p>東二は先行PWRと同様に残留熱除去系ポンプの冷却源は海水であることを明記。</p> <p>設計方針の相違*5</p> <p>記載方針の相違*4</p> <p>設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設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。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系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全て網羅されている。</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原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</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>全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。</p> <p>(ii) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制</p> <p>原子炉冷却材浄化系による進展抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材浄化系ポンプ</li> <li>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器</li> </ul> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。</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全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。</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づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）</li> </ul> <p>車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば、原子炉を除熱する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材浄化系ポンプ及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器</li> </ul> <p>原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、原子炉冷却材浄化系ポンプ及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、原子炉冷却材を除熱する手段として有効である。</p>	<p>他の技術的能力条文に整理する内容を記載</p> <p>設計方針の相違*4</p> <p>東二は対応手順ごとに対処設備を記載。</p> <p>設計方針の相違*5 記載方針の相違*2</p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替残留熱除去系海水系を新規配備し、残留熱除去系又は代替循環冷却系に冷却水を供給できる。</p> <p>記載方針の相違*4 設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>・ 第二代替交流電源設備</p> <p>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。</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中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、運転員及び緊急時対策要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。）、事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時EOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.4.1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1.4.2表、第1.4.3表）。</p> <p>1.4.2 重大事故等時の手順</p>	<p>d. 手順等</p> <p>上記「a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備」、 「b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 原子炉運転停止中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、運転員等※<sup>3</sup>及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.4-1表）。</p> <p>また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.4-2表、第1.4-3表）。</p> <p>※<sup>3</sup> 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。</p> <p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウエル圧力高信号による残留熱除去系（低圧注水系）ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）ポンプを起動し、サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①自動起動信号が発信した場合</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高信号が発信した場合。</p> <p>②手動起動の場合</p> <p>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り原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p>	<p>設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順」に整理。          （比較表 66 ページ）</p> <p>東二は「技術的能力 1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故の対応に当たることとしている。          運転員の定義を追記。</p> <p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順」に整理。          （比較表 66 ページ）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水手順も同様）。概要図を第1.4-2図に、タイムチャートを第1.4-3図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系ポンプ（A）の自動起動又は自動起動の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の自動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動したことを確認し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の自動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑥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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系A系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【自動起動信号が発信した場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。</li> </ul>	<p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順に整理。（比較表66ページ）</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p><b>【手動起動の場合】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</li> <li>なお、残留熱除去系（低圧注水系）の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。</li> </ul> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウェル圧力高信号による低圧炉心スプレイ系ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①自動起動信号が発信した場合</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。</p> <p>②手動起動の場合</p> <p>給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.4-4図に、タイムチャートを第1.4-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動したことを確認し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。</p>	<p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順に整理。（比較表 66 ページ）</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑥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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【自動起動信号が発信した場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。</li> </ul> <p>【手動起動の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。</li> </ul> <p>中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、原子炉の除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様。）。</p> <p>概要図を第1.4-6図に、タイムチャートを第1.4-7図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p> <p>④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を閉にする。</p>	<p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順に整理。</p> <p>（比較表66ページ）</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁を閉とする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環ポンプ (A) が停止していることを確認し、原子炉再循環ポンプ (A) 出口弁を閉にする。</p> <p>⑦運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成を指示する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁を開にする。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却注入弁を調整開とする。</p> <p>⑭運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑮発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の開始を指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上、及び残留熱除去系系統流量の流量上昇を確認する。</p> <p>⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。</p> <p>⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の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名により操作を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで177分以内と想定する。</p> <p>なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>柏崎は、「1.4.2.3 重大事故対処設備（設計基準拡張）」による対応手順に整理。</p> <p>（比較表 66 ページ）</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記代替注水手段のうち2系以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合※1。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p>	<p>1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系（電動駆動給水ポンプ）、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p>	<p>設計方針の相違*3                  可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプについては準備に時間が係るため平行準備を記載。                  設計方針の相違*1                  設計方針の相違*2</p> <p>東二は原子炉冷却材バウンダリが高圧の場合は、「1.2 圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等」にて整理する。</p> <p>給水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が使用できる場合は、使用することを明記する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図から第1.4.11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、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプ（2台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。                  なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。                  なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系C系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p> <p>④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(C)の操作スイッチを隔離する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モード<sup>*1</sup>を選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.40MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。</p> <p>⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプの起動が完了したことを報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系C系注入弁を開にし、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑫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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑧<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合                  現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合                  現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合                  現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。                  ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレーを実施する。</p> <p>⑨<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>⑨<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p>	<p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p> <p>※1: 原子炉注水と原子炉格納容器内への格納容器スプレーを実施する場合は、原子炉注水及び原子炉格納容器内の冷却に必要な系統構成を行い、原子炉注水と格納容器スプレーを実施する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑩現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合：12分以内</p> <p>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合：12分以内</p> <p>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、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2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約40分</p> <p>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約25分</p> <p>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約30分</p> <p>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイについては、作業開始を判断してから格納容器スプレイと原子炉注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p> <p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合<sup>※1</sup>。</p> <p>※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.12図及び第1.4.18図に、タイムチャートを第1.4.13図から第1.4.17図及び第1.4.19図に示す。</p>	<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>概要図を第1.4-10図に、タイムチャートを第1.4-11図に示す（残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑩以外同様。）。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</p> <p>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</p> <p>⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。                  なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>b</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>c</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。                  なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。</p> <p>③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>④発電長は、運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(C)又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。</p> <p>⑧運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑩<sup>a</sup> 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水の場合                  運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。                  なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑦<sup>b</sup> 残留熱除去系(A) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>c</sup> 残留熱除去系(C) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑩ 当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑪ 緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又は MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p>	<p>⑩<sup>b</sup> 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合                      運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。                      なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p> <p>⑪ 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑫ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。</p> <p>⑬ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑭ 災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。</p> <p>⑮ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑯ 重大事故等対応要員は、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を開とし、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。</p> <p>⑰ 災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。</p> <p>⑱ 発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことの確認を指示する。</p> <p>⑲ 運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）又は（可搬ライン用）の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑳ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉への注水が開始されたことを連絡する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑫<sup>a</sup> 残留熱除去系(B) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。                      ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑫<sup>b</sup> 残留熱除去系(A) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>⑫<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合                      中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>⑬ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑫<sup>a</sup> 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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑫<sup>b</sup> 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）又は（可搬ライン用）を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③中央制御室運転員Aは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</p> <p>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</p> <p>⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合                  現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合                  現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(C)及び残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合                  現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(B)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合                  現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p>		<p>サポート系の故障に対する手順は、「1.4.2.2(2)サポート系故障時の対応手順」にて整備（比較表47ページ）なお、電源系の復旧については、「1.14電源確保に関する手順等」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁1(B)，2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁1(A)，2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑪<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき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。</p> <p>⑪<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき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。</p> <p>⑪<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)及び高圧炉心注水系(B)，(C)注入配管使用の場合                  中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき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。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が始まったことを緊急時対策本部に報告する。</p>		<p>サポート系の故障に対する手順は、「1.4.2.2(2)サポート系故障時の対応手順」にて整備（比較表47ページ）なお、電源系の復旧については、「1.14 電源確保に関する手順等」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は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2名にて、全交流動力電源が喪失している場合は1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</p> <p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約25分                  残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約65分                  高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約30分                  高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約55分</p> <p>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合：約135分                  残留熱除去系(B)(C)注入配管使用の場合：約85分                  高圧炉心注水系(B)(C)注入配管使用の場合：約75分</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>[防火水槽を水源とした送水]</p> <p>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</p> <p>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</p> <p>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで約330分で可能である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において、上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。</li> </ul> <p>【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。</li> </ul> <p>【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、165分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、195分以内と想定する。</li> </ul> <p>【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。</li> </ul>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	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。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、195分以内と想定する。</li> </ul> <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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制において、上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、195分以内と想定する。</li> </ul>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(c) 代替循環冷却系による原子炉注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系A系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系B系による原子炉注水手順も同様。）。</p> <p>概要図を第1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉への注水に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系A系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系A系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注水配管分離弁、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁を開にする。</p> <p>⑧運転員等は、発電長に代替循環冷却系A系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプ（A）の起動を指示する。</p>	<p>設計方針の相違*1</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑩運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系A系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を開にした後、代替循環冷却系A系注入弁を開にするとともに、代替循環冷却系A系テスト弁を閉にする。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑭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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系注入弁により代替循環冷却系原子炉注水流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内</li> <li>・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</li> <li>・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内</li> </ul> <p>さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）2名により実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。</p>	<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合<sup>*1</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.20図に、タイムチャートを第1.4.21図から第1.4.24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、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水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、緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p> <p>③<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③<sup>b</sup> 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員E及びFは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>(d) 消火系による原子炉注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①代替循環冷却系により原子炉注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。</p> <p>②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇しない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。 概要図を第1.4-14図に、タイムチャートを第1.4-15図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。</p> <p>⑤運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ<sup>*2</sup>又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1，第2連絡弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑧5号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑪<sup>a</sup> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑪<sup>b</sup> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑪<sup>c</sup> 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑪<sup>d</sup> 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑪<sup>e</sup> 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p>	<p>⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開にする。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開にする。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑫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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。 なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。 ※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>⑫a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑫b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>⑫c 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>		<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</p> <p>残留熱除去系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約40分で可能である。</p> <p>高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。</p> <p>なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから格納容器スプレイ開始まで5分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名により実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。</p> <p>(e) 補給水系による原子炉注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>①代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p> <p>②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系により原子炉注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p> <p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>ii) 操作手順</p> <p>補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。                  概要図を第1.4-16図に、タイムチャートを第1.4-17図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。</p> <p>④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。</p> <p>⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。</p> <p>⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開にする。</p> <p>⑫運転員等は、発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑬発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑰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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。</p> <p>⑱運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系B系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。</p> <p>なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから格納容器スプレイ開始まで5分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名により実施し、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。</p>	<p>設計方針の相違*2</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 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1.4.32図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：残留熱除去系(B)注入配管（中央制御室からの操作が可能）                  優先②：残留熱除去系(A)注入配管（中央制御室からの操作が可能）                  優先③：残留熱除去系(C)注入配管                  優先④：高圧炉心注水系(B)注入配管                  優先⑤：高圧炉心注水系(C)注入配管</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系</p>	<p>b. 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1.4-26図に示す。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。代替循環冷却系が使用できない場合、又は代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇しない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉への注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による原子炉への注水ができない場合に実施する。</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水</p> <p>全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、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により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用</p>	<p>東二は対応手段や優先順位を具体的に記載。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水については準備に時間が係るため同時並行で準備を開始する。                  設計方針の相違*2                  消火系と補給水系使用の優先順位を明確に記載。</p> <p>東二は使用する設備により、注入配管が決まっているため、注入配管の優先選択はない。</p> <p>東二は起因事象を明確化。</p> <p>設計方針の相違*5                  記載方針の相違*5                  設計方針の相違*7</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び第二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>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系(A)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4.25図に、タイムチャートを第1.4.26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残留熱除去系(B)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)（低圧注水モード）が使用可能か確認する。</p>	<p>海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、常設低圧代替注水系ポンプと使用する系統を共有しない代替循環冷却系A系へ電源を給電することが可能となるM/C 2Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2Cの供給対象である残留熱除去系（低圧注水系）A系を優先して使用する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>【全交流動力電源喪失時】</p> <p>全交流動力電源喪失時、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により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>【残留熱除去系海水系機能喪失時】</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による注水手順も同様。）。概要図を第1.4-18図に、タイムチャートを第1.4-19図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に残留熱除去系ポンプ（A）の起動を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>記載方針の相違*<sup>5</sup>                  設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>記載方針の相違*<sup>5</sup>                  設計方針の相違*<sup>7</sup></p> <p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。⑥中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全開後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p>	<p>⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑦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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内</li> <li>・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</li> <li>・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内</li> </ul> <p>さらに、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで5分以内と想定する。</p> <p>また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水</p> <p>全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、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により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>【全交流動力電源喪失時】</p> <p>全交流動力電源喪失時、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により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2Cの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>【残留熱除去系海水系機能喪失時】</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.4-20図に、タイムチャートを第1.4-21図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプの起動を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>設計方針の相違*3</p> <p>操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁を開とし、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑦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）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内</li> <li>・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</li> <li>・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内</li> </ul> <p>また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。</p>	<p>設計方針の相違*3</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 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1.4.32図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は<b>第二代替交流電源設備</b>により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば<b>残留熱除去系（低圧注水モード）</b>により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、<b>残留熱除去系（低圧注水モード）</b>により原子炉圧力容器へ注水するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、<b>低圧代替注水系（常設）</b>等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p>発電用原子炉停止後は、<b>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</b>による発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>(3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し<b>原子炉格納容器下部</b>へ落下した場合、<b>格納容器下部注水系</b>により<b>原子炉格納容器下部</b>へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合は、<b>低圧代替注水</b>により原子炉圧力容器へ注水することで残存した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p>	<p>b. 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1.4-26図に示す。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>及び<b>残留熱除去系海水系</b>が復旧できる場合は、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>により原子炉へ注水する。また、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>が復旧できず、<b>低圧炉心スプレイ系</b>及び<b>残留熱除去系海水系</b>が復旧できる場合は、<b>低圧炉心スプレイ系</b>により原子炉へ注水する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>によりM/C 2C及びM/C 2Dを受電できない場合は、「1.4.1(2) b. (a) i) <b>低圧代替注水</b>」又は「1.4.1(2) b. (c) i) <b>低圧代替注水</b>」の対応手段を実施する。</p> <p><b>残留熱除去系海水系機能喪失</b>により<b>残留熱除去系海水系</b>が使用できない場合は、<b>緊急用海水系</b>により冷却水を確保し、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>により原子炉へ注水する。</p> <p><b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>が使用できない場合は、<b>低圧炉心スプレイ系</b>により原子炉へ注水する。</p> <p><b>緊急用海水系</b>が使用できない場合は、<b>代替残留熱除去系海水系</b>により冷却水を確保し、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>又は<b>低圧炉心スプレイ系</b>により原子炉へ注水するが、<b>代替残留熱除去系海水系</b>の運転に時間を要することから、「1.4.1(2) b. (a) i) <b>低圧代替注水</b>」又は「1.4.1(2) b. (c) i) <b>低圧代替注水</b>」の対応手段を並行して実施する。</p> <p>なお、<b>残留熱除去系（低圧注水系）</b>及び<b>低圧炉心スプレイ系</b>の復旧が困難な場合には、「1.4.1(2) b. (a) i) <b>低圧代替注水</b>」又は「1.4.1(2) b. (c) i) <b>低圧代替注水</b>」の対応手段を実施する。</p> <p>(3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>に落下した場合、<b>格納容器下部注水系</b>により<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合は、<b>低圧代替注水</b>により原子炉圧力容器内へ注水することで残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から<b>原子炉格納容器内</b>への放熱量を抑制する。</p>	<p>記載方針の相違*5                  設計方針の相違*7</p> <p>代替残留熱除去系海水系の運転には時間を要することから並行して実施することを記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※<sup>1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※<sup>2</sup>。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2:原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m<sup>3</sup>/h、35～70m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m<sup>3</sup>/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.7図、タイムチャートは第1.4.8図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内                  残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</p> <p>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</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。</p>	<p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※<sup>3</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>※3:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器内への注水と格納容器スプレーについては、作業開始を判断してから格納容器スプレーと原子炉圧力容器内への注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>東二は各注入流量を後段のii)操作手順に記載。</p> <p>東二は各流量が確保できない場合には、格納容器スプレーを優先することを記載。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p> <p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(b) 消火系による残存熔融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>*2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m<sup>3</sup>/h, 35～70m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m<sup>3</sup>/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は熔融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>消火系による残存熔融炉心の冷却については、「(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.20図、タイムチャートは第1.4.21図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30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。室温は通常運転時と同程度である。</p>		<p>東二は本項の後段で説明文を記載。                  （比較表ページ58）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>*2</sup>。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2:原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m<sup>3</sup>/h、35～70m<sup>3</sup>/h）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m<sup>3</sup>/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」の操作手順（交流電源が確保されている場合）のうち、残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様。ただし、MUWC 接続口内側隔離弁の操作については、リンク機構を取り外さず、MUWC 接続口内側隔離弁(B)の場合は屋外（緊急時対策要員）にて、MUWC 接続口内側隔離弁(A)の場合は非管理区域（運転員）にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.12図、タイムチャートは第1.4.17図及び第1.4.27図に示す。</p>	<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）については、「1.4.2.2(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレー及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレー流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m<sup>3</sup>/h～80m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレーを優先する。</p> <p>なお、概要図は第1.4-10図、タイムチャートは第1.4-11図と同様である。</p>	<p>・</p> <p>設計方針の相違*2</p> <p>東二は各注入流量を後段のii)操作手順に記載。</p> <p>東二は接続口の弁は屋外にあるため、リンク機構を設けていない。</p> <p>東二は各流量が確保できない場合には格納容器スプレーを優先することを記載。</p> <p>東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を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2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約20分</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>[防火水槽を水源とした送水]</p> <p>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</p> <p>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</p> <p>緊急時対策要員6名にて実施した場合 約330分</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>[防火水槽を水源とした送水]</p> <p>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</p> <p>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</p> <p>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで約330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。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。</li> </ul> <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、195分以内と想定する。</li> </ul> <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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>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。</p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、  <span style="background-color: yellow;">原子炉</span>格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、<span style="background-color: yellow;">原子炉</span>格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ流量を150m<sup>3</sup>/hを確保し、原子炉圧力容器内への注水量を100m<sup>3</sup>/hで実施する。</p> <p>なお、概要図は第1.4-<span style="background-color: yellow;">12</span>図、タイムチャートは第1.4-<span style="background-color: yellow;">13</span>図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内</li> <li>・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</li> <li>・<span style="background-color: yellow;">代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合</span>：<span style="background-color: yellow;">370</span>分以内</li> </ul>	<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、<b>原子炉</b>格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、<b>原子炉</b>格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：30m<sup>3</sup>/h～80m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は格納容器スプレイを優先する。</p> <p>なお、概要図は第1.4-14図、タイムチャートは第1.4-15図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで<b>56</b>分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>柏崎は前段に記載。                  （比較表 54 ページ）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、  <span style="background-color: yellow;">原子炉</span>格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、<span style="background-color: yellow;">原子炉</span>格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）及び消火系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：30m<sup>3</sup>/h～80m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。</p> <p>なお、概要図は第1.4-<span style="background-color: yellow;">16</span>図、タイムチャートは第1.4-<span style="background-color: yellow;">17</span>図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設計方針の相違*2</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 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1.4.32図に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：残留熱除去系(B)注入配管                  優先②：残留熱除去系(A)注入配管</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>発電用原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」及び「1.4.2.1(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.5図に示す。</p>	<p>b. 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1.4-26図に示す。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替循環冷却系による残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による残存溶融炉心の冷却ができない場合に実施する。</p> <p>1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.2(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）」、「1.4.2.2(1)a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1)a.(d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1)a.(e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。</p>	<p>東二は代替循環冷却系にて原子炉注水できるため、優先的に使用する。</p> <p>設計方針の相違*2</p> <p>設計方針の相違*2                  消火系と補給水系使用の優先順位を明確に記載。</p> <p>東二は設備により、注入配管が決まっているため、注入配管の優先選択はない。</p> <p>設計方針の相違*1                  設計方針の相違*2                  東二は手順の対応フローは記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備又は<b>第二代替交流電源設備</b>により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び<b>第二代替交流電源設備</b>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>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は<b>第二代替交流電源設備</b>により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態<sup>※1</sup>に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</p> <p>全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系<b>海水</b>ポンプ、緊急用海水ポンプ又は<b>代替残留熱除去系海水系</b>として使用する<b>可搬型代替注水大型ポンプ</b>により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は<b>代替残留熱除去系海水系</b>として使用する<b>可搬型代替注水大型ポンプ</b>により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。</p> <p>なお、<b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>と使用する系統を共有しない<b>代替循環冷却系A系</b>へ電源を給電することが可能となる<b>M/C 2C</b>を優先し、緊急用<b>M/C</b>から受電するため、<b>M/C 2C</b>の供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）<b>A系</b>を優先して使用する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>【全交流動力電源喪失時】</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>により緊急用<b>M/C</b>が受電され、緊急用<b>M/C</b>から<b>M/C 2C</b>又は<b>M/C 2D</b>の受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。</p> <p>【残留熱除去系海水系機能喪失時】</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。</p>	<p>東二は起因事象を明確化。</p> <p>記載方針の相違<sup>*5</sup>                  設計方針の相違<sup>*7</sup>                  記載方針の相違<sup>*4</sup></p> <p>設計方針の相違<sup>*7</sup></p> <p>東二は代替循環冷却系を優先で復旧させるため、電源供給の優先順を記載。</p> <p>記載方針の相違<sup>*5</sup>                  設計方針の相違<sup>*7</sup></p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系(A)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。概要図を第1.4.28図に、タイムチャートを第1.4.29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、運転員に残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B)、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁(B)、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥現場運転員E及びFは、残留熱除去系封水ポンプ(B)及び残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)のMCC電源「切」操作を実施する</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）運転の準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑧当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系(B)熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様）。</p> <p>概要図を第1.4-22図に、タイムチャートを第1.4-23図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を閉にする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(A)入口弁を閉とする。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環ポンプ(A)が停止していることを確認し、原子炉再循環ポンプ(A)出口弁を閉にする。</p> <p>⑧運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁を開にする。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで20分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>⑭運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。</p> <p>⑮運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑯発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の開始を指示する。</p> <p>⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。</p> <p>⑱運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。</p> <p>⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで177分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内</li> <li>・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</li> <li>・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内</li> </ul> <p>(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系を起動して原子炉冷却材の除熱を実施する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはないことから色別化は省略する。</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等の報告が対となる構成としている。</p> <p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p> <p>設計方針の相違*4</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>ii) 操作手順</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。                      概要図を第1.4-24図に、タイムチャートを第1.4-25図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ起動の系統構成を指示する。</p> <p>⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器温度調整弁の温度設定が40℃であることを確認する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系吸込弁が開であることを確認する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系内側隔離弁及び原子炉冷却材浄化系外側隔離弁を開にする。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を開にする。</p> <p>⑪運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系ポンプ起動の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑫発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動を指示する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン仕切弁を開にする。</p> <p>⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン調整弁を開にし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）を起動し、原子炉冷却材浄化系系統流量の流量上昇を確認する。</p>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とし、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を閉とする。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン仕切弁を開にする。</p> <p>⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン調整弁を開にし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）を起動し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とする。</p> <p>⑭運転員等は、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑮発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系再生熱交換器のバイパス運転による原子炉の除熱を指示する。</p> <p>⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁を開にする。</p> <p>⑰運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁を閉として、原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度の上昇が緩和したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の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名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱開始まで202分以内と想定する。</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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>設計方針の相違*4</p> <p>なお、操作手順は発電長の指示と運転員等、災害対策本部長の報告が対となる構成としている。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 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1.4.32図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は<b>第二代替交流電源設備</b>により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サクション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、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ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>b. 重大事故等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1.4-26図に示す。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備として使用する<b>常設代替高圧電源装置</b>によりM/C 2C及びM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.1(2)c.(a)i) <b>低圧代替注水</b>」の対応手段を実施する。</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により除熱する。緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、「1.4.1(2)c.(a)i) <b>低圧代替注水</b>」及び「1.4.1(2)c.(b)i)(ii) <b>原子炉冷却材浄化系による進展抑制</b>」の対応手段を並行して実施する。</p> <p>なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧が困難な場合には、「1.4.1(2)c.(a)i) <b>低圧代替注水</b>」の対応手段を実施する。</p>	<p>記載方針の相違*5          設計方針の相違*7</p> <p>設計方針の相違*4</p> <p>東二は原子炉冷却材系による進展抑制操作を平行して実施することを記載する。</p> <p>東二は、「1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて記載。          （比較表22ページ）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.30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残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直副長に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び原子炉圧力低、又はドライウェル圧力高及び原子炉圧力低）により残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開してスプレイを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（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実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p>		<p>東二は、「1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて記載。</p> <p>（比較表22ページ）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.31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、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。</p> <p>③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）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁、残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、残留熱除去系封水ポンプ吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員E及びFは、残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁のMCC電源「切」操作を実施する。</p> <p>⑥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）運転の準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑦当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑧中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</p> <p>⑨中央制御室運転員A及びBは、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで20分以内で可能である。室温は通常運転時と同程度である。</p>		<p>東二は、「1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順」にて記載。                      （比較表22ページ）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。</p> <p>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、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、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。</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>東二は操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順を「1.15 事故時の計装に関する手順等」に整備する。</p>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
第1.4.1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（1/8） （重大事故等対処設備（設計基準拡張））					第1.4-1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，対応設備，手順書一覧（1/34） （設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉注水）					東二は設計基準事故対処設備に対し，重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての位置付けをしない。 東二は対応設備を主要設備（主たるポンプ・除熱のための熱交換器や冷却水源等），関連設備（水源・流路・電源等）に分けて整理している。 東二は設備名で統一しているが，柏崎は系統名による記載と設備名による記載が混在している。 東二は1つの手段につき1つの表で示している。 （以下，第1.4-1表において同様） 設計方針の相違*1～8 （以下，第1.4-1表において同様）
分類 重大事故等対処設備（設計基準拡張）	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	対処設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 原子炉圧力容器	手順書 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」	分類 設計基準事故対処設備	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 残留熱除去系（低圧注水）による原子炉注水	対応設備 主要設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ※2 関連設備 サプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	整備する手順書※1 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等	
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（2／34）						
（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉注水）						
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>※3</sup>
設計基準事故対応設備	-	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ <sup>※2</sup> 残留熱除去系海水ストレーナ <sup>※2</sup>	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等	
			関連設備 サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>※4</sup> ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（3／34）						
（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉除熱）						
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表ページ70に記載。
設計基準事故対応設備	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ <sup>※2</sup> 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ <sup>※2</sup>	重大事故等対応設備	非常時運転手順書II（徴候ベース）「減圧冷却」等	
		関連設備	残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>※4</sup> ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考		
対応手段、対処設備、手順書一覧（2/8） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）					対応手段、対応設備、手順書一覧（4/34） （原子炉運転中の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	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	対応設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>			
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領	
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）					重大事故等対処設備			
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				重大事故等対処設備				
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	消防車による原子炉注水 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」※1		低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	関連設備		代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ
				非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）			重大事故等対処設備				
				防火水槽 ※1、※5 淡水貯水池 ※1、※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備							重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4：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。  
 ■：自主的に整備する対応手段を示す。

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象  
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（3/8） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（5/34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）					柏崎は比較表ページ73に記載。
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	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	対応設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ  低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備 可搬型代替注水中型ポンプ <sup>※3</sup> 可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※3</sup>  関連設備 西側淡水貯水設備 <sup>※3</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備   非常時運転手順書II（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（6／34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ  低圧炉心スプレィ系ポンプ	対応手段  代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備  残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ※2	重大事故等対応設備	整備する手順書※1  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備		
			関連設備  サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（7/34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）						設計方針の相違*1
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ  低圧炉心スプレイ系ポンプ	対応手段  代替循環冷却系による原子炉注水②	対応設備  緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ※2  代替循環冷却系ポンプ  サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	整備する手順書※1  重大事故等対応設備  自主対策設備  重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領		
	※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考									
対応手段，対応設備，手順書一覧（8/34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）															
	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ  低圧炉心スプレイ系ポンプ	対応手段  代替循環冷却系による原子炉注水③	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1694 472 1754 535">分類</th> <th data-bbox="1754 472 2131 535">対応設備</th> <th data-bbox="2131 472 2504 535">整備する手順書*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1694 535 1754 997" rowspan="2">フロントライン系故障</td> <td data-bbox="1754 535 2131 787">                             残留熱除去系熱交換器                               主要設備                         </td> <td data-bbox="2131 535 2504 787">                             重大事故等対応設備                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 787 2131 997">                             代替循環冷却系ポンプ                              可搬型代替注水大型ポンプ*2                         </td> <td data-bbox="2131 787 2504 997">                             自主対策設備                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 997 1754 1402">関連設備</td> <td data-bbox="1754 997 2131 1402">                             サプレッション・プール                              代替循環冷却系配管・弁                              残留熱除去系配管・弁・ストレーナ                              原子炉圧力容器                              常設代替交流電源設備*4                              ・常設代替高圧電源装置                              燃料給油設備*4                              ・軽油貯蔵タンク                              ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ                              ・可搬型設備用軽油タンク                              ・タンクローリ                         </td> <td data-bbox="2131 997 2504 1402">                             重大事故等対応設備                               非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）                              「水位確保」等                               重大事故等対策要領                         </td> </tr> </tbody> </table>	分類	対応設備	整備する手順書*1	フロントライン系故障	残留熱除去系熱交換器  主要設備	重大事故等対応設備	代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*2	自主対策設備	関連設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	設計方針の相違*1
分類	対応設備	整備する手順書*1													
フロントライン系故障	残留熱除去系熱交換器  主要設備	重大事故等対応設備													
	代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*2	自主対策設備													
関連設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領													
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：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>□：自主的に整備する対応手段を示す。</p>															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（9／34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備  残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ  低圧炉心スプレイ系ポンプ	対応手段  消火系による原子炉注水	主要設備  電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	整備する手順書※1  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
			関連設備  残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備		
			ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考										
対応手段，対応設備，手順書一覧（10／34） （原子炉運転中のフロントライン系故障時）																
	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備  残留熱除去系（低圧注 水系）ポンプ  低圧炉心スプレイ系ポ ンプ	対応 手段  補給水系による原子炉注水	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1694 451 1754 520">分類</th> <th data-bbox="1754 451 2131 520">対応設備</th> <th data-bbox="2131 451 2217 520">整備する手順書<sup>*1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1694 520 1754 735" style="text-align: center;">主要設備</td> <td data-bbox="1754 520 2131 735">                             復水移送ポンプ                         </td> <td data-bbox="2131 520 2217 735" style="text-align: center;">自主対策設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 735 1754 1407" style="text-align: center;">関連設備</td> <td data-bbox="1754 735 2131 1407">                             残留熱除去系B系配管・弁                              原子炉圧力容器                              非常用交流電源設備<sup>*4</sup>                              ・2C 非常用ディーゼル発電機                              ・2D 非常用ディーゼル発電機                              ・2C 非常用ディーゼル発電機用                              海水ポンプ                              ・2D 非常用ディーゼル発電機用                              海水ポンプ                              常設代替交流電源設備<sup>*4</sup>                              ・常設代替高圧電源装置                              可搬型代替交流電源設備<sup>*4</sup>                              ・可搬型代替低圧電源車                              燃料給油設備<sup>*4</sup>                              ・軽油貯蔵タンク                              ・2C 非常用ディーゼル発電機                              燃料移送ポンプ                              ・2D 非常用ディーゼル発電機                              燃料移送ポンプ                              ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポ                              ンプ                              ・可搬型設備用軽油タンク                              ・タンクローリ                         </td> <td data-bbox="2131 735 2217 1407" style="text-align: center;">重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 1407 1754 1617"></td> <td data-bbox="1754 1407 2131 1617">                             復水貯蔵タンク                              補給水系配管・弁                              消火系配管・弁                         </td> <td data-bbox="2131 1407 2217 1617" style="text-align: center;">自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table>	分類	対応設備	整備する手順書 <sup>*1</sup>	主要設備	復水移送ポンプ	自主対策設備	関連設備	残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>*4</sup> ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ 常設代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>*4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポ ンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備		復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	整備する手順書 <sup>*1</sup>  非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
分類	対応設備	整備する手順書 <sup>*1</sup>														
主要設備	復水移送ポンプ	自主対策設備														
関連設備	残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>*4</sup> ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用 海水ポンプ 常設代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>*4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>*4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポ ンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備														
	復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備														
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>																

設計方針の相違<sup>\*2</sup>

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧（4/8） （発電用原子炉運転中のサポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（11/34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
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	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「RHR (A) による原子炉注水」 「RHR (B) による原子炉注水」		残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ※2	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）		サブプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ			重大事故等 対処設備		
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備							
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（12／34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
サポート系故障 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水②	対応手段	主要設備 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ※2	重大事故等対応設備	整備する手順書※1 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領	
			関連設備 サプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。						
※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。						
※4：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。						
<input type="checkbox"/> ：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎は比較表ページ80に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（13／34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
サポート系故障  外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水③	対応手段  主要設備	残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備	整備する手順書※1  非常時運転手順書II（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
			可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備		
		関連設備	サプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油補給設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎は比較表ページ80に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（14／34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
サポート系故障  外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段  低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水①	主要設備  低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系海水ストレーナ※2	重大事故等対応設備	整備する手順書※1  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
			関連設備  サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油補給設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（15／34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						設計方針の相違*3
サポート系故障	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		整備する手順書*1	
		低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水②	主要設備 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ*2 緊急用海水ストレーナ*2	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等	
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	関連設備	サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油補給設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。						
※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（16／34） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
サポート系故障	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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>※3</sup>
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 <sup>③</sup>	主要設備	低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）	重大事故等対応設備	
関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※2</sup>	自主対策設備	サブプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領	
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段、対処設備、手順書一覧（5/8） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					対応手段、対応設備、手順書一覧（17/34） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					
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	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	対応設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「MUC による原子炉注水」	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				関連設備 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領	
			可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 ※1				自主対策設備		
		防火水槽 ※1、※5 淡水貯水池 ※1、※5 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備							
		残存溶融炉心の冷却 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」						

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4：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。  
 ■：自主的に整備する対応手段を示す。

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象  
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考			
対応手段，対応設備，手順書一覧（18／34） （熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）									
熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	柏崎は比較表ページ86に記載。			
	-	低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1694 516 1754 758">                             主要設備                         </td> <td data-bbox="1754 516 2214 758">                             可搬型代替注水中型ポンプ<sup>※3</sup>                              可搬型代替注水大型ポンプ<sup>※3</sup> </td> <td data-bbox="2214 516 2504 758">                             重大事故等対処設備                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 758 1754 1272">                             関連設備                         </td> <td data-bbox="1754 758 2214 1272">                             西側淡水貯水設備<sup>※3</sup>                              代替淡水貯槽<sup>※3</sup>                              低圧代替注水系配管・弁                              低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ                              残留熱除去系C系配管・弁                              ホース                              原子炉圧力容器                              常設代替交流電源設備<sup>※4</sup>                              ・常設代替高圧電源装置                              可搬型代替交流電源設備<sup>※4</sup>                              ・可搬型代替低圧電源車                              燃料給油設備<sup>※4</sup>                              ・軽油貯蔵タンク                              ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ                              ・可搬型設備用軽油タンク                              ・タンクローリ                         </td> <td data-bbox="2214 758 2504 1272">                             重大事故等対処設備                              非常時運転手順書II（微候ベース）                              「A.M設備別操作手順書」                              非常時運転手順書III（シビアアクシデント）                              「注水-4」                              重大事故等対策要領                         </td> </tr> </table>	主要設備	可搬型代替注水中型ポンプ <sup>※3</sup> 可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※3</sup>		重大事故等対処設備	関連設備	西側淡水貯水設備 <sup>※3</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ
主要設備	可搬型代替注水中型ポンプ <sup>※3</sup> 可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備							
関連設備	西側淡水貯水設備 <sup>※3</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※3</sup> 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書II（微候ベース） 「A.M設備別操作手順書」 非常時運転手順書III（シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領							
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（19／34）						
（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）						
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		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>*1</sup>
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ <sup>※2</sup> 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ <sup>※2</sup>	重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」	
			関連設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」  重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。						
※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。						
※4：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。						
■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（20／34）						設計方針の相違*1
（熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）						
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		整備する手順書*1	
熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 緊急用海水ポンプ*2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ*2	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM設備別操作手順書」
				関連設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。						
※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（21／34） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）						
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書*1	設計方針の相違*1
	-	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却③	主要設備  代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」	
	-	関連設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	自主対策設備  重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」  重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（22／34） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					柏崎は比較表ページ86に記載。
	分類  溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備  -	対応手段  消火系による残存溶融炉心の冷却	対応設備  主要設備 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ  関連設備 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ  る過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	整備する手順書※1  自主対策設備  重大事故等対処設備 非常時運転手順書II（徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」  非常時運転手順書III（シビアアクシデント） 「注水-4」  重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（23／34） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					設計方針の相違*2
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 補給水系による残存溶融炉心の冷却	分類 主要設備	対応設備 復水移送ポンプ	整備する手順書*1 自主対策設備	
			関連設備	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領	
			自主対策設備	復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考		
対応手段、対処設備、手順書一覧（6/8） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					対応手段、対応設備、手順書一覧（24/34） （原子炉運転停止中の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	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	対応設備		整備する手順書※1	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「MUC による原子炉注水」	フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）					関連設備		代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備					重大事故等対処設備		非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」※1		関連設備					
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）								
			防火水槽 ※1、※5 淡水貯水池 ※1、※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備								

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象  
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。  
 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4：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。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（7/8） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（25/34） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）					柏崎は比較表ページ93に記載。
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	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	対応設備	整備する手順書※1	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備 可搬型代替注水中型ポンプ※3 可搬型代替注水大型ポンプ※3  関連設備 西側淡水貯水設備※3 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備   非常時運転手順書II（微候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（26／34）						
（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）						
	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		整備する手順書*1	
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	設計方針の相違*1
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備		
			関連設備	重大事故等対応設備		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。						
※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。						
※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。						
※4：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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（27／34） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）						
	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 <sup>※1</sup>	設計方針の相違 <sup>*1</sup>
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水 <sup>②</sup>	緊急用海水ポンプ <sup>※2</sup> 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ <sup>※2</sup>	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等	
		関連設備	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ		自主対策設備	重大事故等 対策要領
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考		
対応手段，対応設備，手順書一覧（28／34） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）								
フロントライン系故障  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	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		整備する手順書*1	設計方針の相違*1		
			主要設備  残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備	代替循環冷却系による原子炉注水③  代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*2		自主対策設備	非常時運転手順書II（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備  サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備				
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考											
対応手段，対応設備，手順書一覧（29／34） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）																	
	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	対応手段  消火系による原子炉注水	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1694 430 1754 499">分類</th> <th data-bbox="1754 430 2131 499">対応設備</th> <th data-bbox="2131 430 2214 499">整備する手順書<sup>※1</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1694 499 1754 716">主要設備</td> <td data-bbox="1754 499 2131 716">                             電動駆動消火ポンプ                              ディーゼル駆動消火ポンプ                         </td> <td data-bbox="2131 499 2214 716">自主対策設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 716 1754 1283">関連設備</td> <td data-bbox="1754 716 2131 1283">                             残留熱除去系B系配管・弁                              原子炉圧力容器                              非常用交流電源設備<sup>※4</sup>                              ・2D 非常用ディーゼル発電機                              ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ                              常設代替交流電源設備<sup>※4</sup>                              ・常設代替高圧電源装置                              可搬型代替交流電源設備<sup>※4</sup>                              ・可搬型代替低圧電源車                              燃料給油設備<sup>※4</sup>                              ・軽油貯蔵タンク                              ・2D 非常用ディーゼル発電機                              燃料移送ポンプ                              ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ                              ・可搬型設備用軽油タンク                              ・タンクローリ                         </td> <td data-bbox="2131 716 2214 1283">重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 1283 1754 1491"></td> <td data-bbox="1754 1283 2131 1491">                             ろ過水貯蔵タンク                              多目的タンク                              消火系配管・弁                         </td> <td data-bbox="2131 1283 2214 1491">自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table>	分類	対応設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	関連設備	残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>※4</sup> ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備		ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領	柏崎は比較表ページ94に記載。
分類	対応設備	整備する手順書 <sup>※1</sup>															
主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備															
関連設備	残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 <sup>※4</sup> ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 <sup>※4</sup> ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 <sup>※4</sup> ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備															
	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備															
<p>※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p> <p>※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：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>■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（30／34） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）					設計方針の相違*2
分類  フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	対応手段  補給水系による原子炉注水	対応設備  主要設備 復水移送ポンプ  関連設備 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備*4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備*4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備*4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ  復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	整備する手順書*1  自主対策設備  重大事故等対処設備  非常時運転手順書II（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領		
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）					東海第二					備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧（8/8） （発電用原子炉停止中のサポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（31/34） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）						
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	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	整備する手順書※1		
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱①	主要設備	残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「減圧冷却」等
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）				重大事故等対処設備	重大事故等対策要領		
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備							
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。					※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段、対応設備、手順書一覧（32／34） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）						柏崎は比較表ページ100に記載。
サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備  外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	対応手段  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	対応設備  主要設備 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ※2  関連設備 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	整備する手順書※1  重大事故等対応設備  重大事故等対応設備  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」等  重大事故等対策要領		
	※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（33／34） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）						
サポート系故障  外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）  残留熱除去系海水系	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		整備する手順書※1	柏崎は比較表ページ101に記載。
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱③	主要設備  残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	
			関連設備  可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	重大事故等対策要領	
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二					備考													
	対応手段，対応設備，手順書一覧（34／34） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）					設計方針の相違*4													
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 478 1383 548">分類</th> <th data-bbox="1383 478 1614 548">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th data-bbox="1614 478 1694 548">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1694 478 2214 548">対応設備</th> <th data-bbox="2214 478 2466 548">整備する手順書*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1308 548 1383 1255" rowspan="3">サポート系故障</td> <td data-bbox="1383 548 1614 1255" rowspan="3">-</td> <td data-bbox="1614 548 1694 1255" rowspan="3">原子炉冷却材浄化系による進展抑制</td> <td data-bbox="1694 548 1754 758">主要設備</td> <td data-bbox="1754 548 2131 758">                     原子炉冷却材浄化系ポンプ                      原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器                 </td> <td data-bbox="2131 548 2214 758">自主対策設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 758 1754 1062">関連設備</td> <td data-bbox="1754 758 2131 1062">                     原子炉圧力容器                      再循環系配管・弁                 </td> <td data-bbox="2131 758 2214 1062">重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1694 1062 1754 1255"></td> <td data-bbox="1754 1062 2131 1255">                     原子炉冷却材浄化系配管・弁                      給水系配管・弁                 </td> <td data-bbox="2131 1062 2214 1255">自主対策設備</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	対応設備			整備する手順書*1	サポート系故障	-	原子炉冷却材浄化系による進展抑制	主要設備	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	自主対策設備	関連設備	原子炉圧力容器 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備		原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁	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	対応設備		整備する手順書*1														
サポート系故障	-	原子炉冷却材浄化系による進展抑制	主要設備	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	自主対策設備														
			関連設備	原子炉圧力容器 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備														
				原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁	自主対策設備														
※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※4：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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																					
<p style="text-align: center;">第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/9）</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">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">                     事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等                       AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」                 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <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）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">操作</td> <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）</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>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">判断基準</td> <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）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池</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）</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>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</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）	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	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）	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	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）	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	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	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	判断基準	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）	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池	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）	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	<p style="text-align: center;">第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/17）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</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※1 高圧炉心スプレィ系系統流量※1</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 高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位※1</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</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順			(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	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※1 高圧炉心スプレィ系系統流量※1	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 高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	<p>東二は監視計器について、重大事故等対処設備としての要求（耐性等）を満たし設計されているもの、そうでないものとの区別を注記している（詳細は1.15（事故時の計装に関する手順等）にて整理する）。</p> <p>（以下、第1.4-2表において同様）</p> <p>柏崎は比較表ページ111に記載。</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）																																																																					
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																																							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	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）																																																																				
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																																				
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																				
	操作	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）																																																																				
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																				
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）																																																																				
		補機監視機能	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																																																																				
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																				
		判断基準	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）																																																																			
			電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																																			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池																																																																						
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）																																																																						
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																						
原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）																																																																						
補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力																																																																						
水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																																																						
対応手順	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）																																																																					
1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順																																																																							
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準	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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																																				
		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※1 高圧炉心スプレィ系系統流量※1																																																																				
		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 高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力																																																																				
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																																				
		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）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																																				
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																																																				
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1																																																																				
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1																																																																				
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考
監視計器一覧（2/9）			監視計器一覧（2/17）			設計方針の相違*3
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）	対応手順	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）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順			
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA）	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1	
		電源				M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	補機監視機能	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位	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 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	水源の確保	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）	サブプレッション・プール水位*1	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器内の水位	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1	
		補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	原子炉圧力*1 原子炉圧力（SA）*1	
		水源の確保	原子炉圧力容器への注水量	ろ過水タンク水位	低圧炉心スプレイ系系統流量*1	
			水源の確保		サブプレッション・プール水位*1	
			補機監視機能		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
			※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考
監視計器一覧（3/9）			監視計器一覧（3/17）			柏崎は比較表ページ112に記載。
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）	対応手順	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）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順			
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等  AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		補機監視機能	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 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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）		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
		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	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※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1	
		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			
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位				
				※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考
監視計器一覧（4/9）			監視計器一覧（4/17）			柏崎は比較表ページ104に記載。
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）	対応手順	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）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」  AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	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）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		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
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1	
	原子炉圧力容器内の水位	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）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	
	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力（A） 復水移送ポンプ吐出圧力（B） 復水移送ポンプ吐出圧力（C）		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）					
			※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考																																																					
<p>監視計器一覧（5/9）</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">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水タンク水位</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）	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位	AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	水源の確保	ろ過水タンク水位	<p>監視計器一覧（5/17）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</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">1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <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※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1</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 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 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</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1</td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	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）	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 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	水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1	水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1	<p>柏崎は比較表ページ104に記載。</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）																																																							
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																																									
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																							
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																							
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）																																																							
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度																																																							
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																							
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位																																																							
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	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）																																																							
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																							
	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）																																																							
	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力																																																							
	水源の確保	ろ過水タンク水位																																																							
対応手順	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）																																																							
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																									
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																						
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1																																																						
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 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																																																						
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1																																																						
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																																					
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																																							
	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1																																																							
	水源の確保	西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1																																																							
	<p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。                  ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>																																																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（6/9）			監視計器一覧（6/17）			設計方針の相違*8	
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）	対応手順	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）		
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水				
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」  AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」  多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	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）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の水位	残留熱除去系系統流量*1 低圧炉心スプレイ系系統流量*1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）*1	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		原子炉圧力容器への注水量	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	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度		補機監視機能	水源の確保	サブプレッション・プール水位*1
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）*1 原子炉水位（燃料域）*1 原子炉水位（SA広帯域）*1 原子炉水位（SA燃料域）*1
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1 原子炉圧力（SA）*1			
	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量*1			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	水源の確保	サブプレッション・プール水位*1			
	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力			
	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力					
水源の確保	防火水槽 淡水貯水池						
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考
監視計器一覧（7/9）			監視計器一覧（7/17）			柏崎は比較表ページ105に記載。
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）	対応手順	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）	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」  AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1	
		原子炉圧力容器内の温度		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 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	
		電源		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
		原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1		
	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(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(A)系統流量 残留熱除去系(B)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 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 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	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位		
			補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力		
			※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（8/9）			監視計器一覧（8/17）			設計方針の相違*3	
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）	対応手順	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）		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 （1）残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 （1）フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水				
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	判 断 基 準	判 断 基 準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		補機監視機能			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(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1	
		電源			M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 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	
		水源の確保			サブプレッション・チェンバ・プール水位	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位			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） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
	操作	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	操 作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1
		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		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		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		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		水源の確保		サブプレッション・チェンバ・プール水位		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の注水量		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			

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（9/9）			監視計器一覧（9/17）			柏崎は比較表ページ106に記載。	
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）	対応手順	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）		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧				
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	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） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		電源	電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C電圧※2 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） 2C電圧※2 M/C 2D電圧※2 P/C 2D電圧※2 緊急用M/C電圧※2 緊急用P/C電圧※2
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度			最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		補機監視機能	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(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量			水源の確保	サブプレッション・プール水位※1
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流125V 主母線盤A 電圧 直流125V 主母線盤B 電圧 直流125V 主母線盤C 電圧			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	水源の確保	サブプレッション・プール水位※1		
		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(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 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	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考
監視計器一覧（10／17）				
対応手順		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）	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧				
(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水		判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
			電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C電圧※2 P/C 2C電圧※2 M/C 2D電圧※2 P/C 2D電圧※2 緊急用M/C電圧※2 緊急用P/C電圧※2
			最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
			原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
			補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
			水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1
			原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量※1
			水源の確保	サプレッション・プール水位※1
				※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

設計方針の相違\*3

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考	
	監視計器一覧（11／17）		柏崎は比較表ページ 107 に記載。	
対応手順	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）		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水				
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1
		原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保		代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考	
	監視計器一覧（12／17）		柏崎は比較表ページ109に記載。	
	対応手順	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）
	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
	(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	判断基準		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1				
原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1				
原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1				
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 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				
水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1				
	操作			原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1				
原子炉圧力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1				
水源の確保 西側淡水貯水設備水位※1 代替淡水貯槽水位※1				
	※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考																																
	<p>監視計器一覧（13／17）</p> <table border="1" data-bbox="1314 399 2442 1591"> <thead> <tr> <th data-bbox="1314 399 1676 472">対応手順</th> <th data-bbox="1676 399 2024 472">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2024 399 2442 472">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1314 472 2442 577">                     1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順                      (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順                      a. 低圧代替注水                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1314 577 1596 1165" rowspan="6">(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</td> <td data-bbox="1596 577 1676 1165" rowspan="6">判断基準</td> <td data-bbox="1676 577 2024 714">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2024 577 2442 714">                     原子炉水位（狭帯域）                      原子炉水位（広帯域）※1                      原子炉水位（燃料域）※1                      原子炉水位（SA広帯域）※1                      原子炉水位（SA燃料域）※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 714 2024 787">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="2024 714 2442 787">                     ドライウェル圧力※1                      サプレッション・チェンバ圧力※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 787 2024 955">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="2024 787 2442 955">                     ドライウェル雰囲気温度※1                      格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1                      格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 955 2024 1018">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2024 955 2442 1018">                     残留熱除去系系統流量※1                      低圧炉心スプレー系系統流量※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1018 2024 1092">補機監視機能</td> <td data-bbox="2024 1018 2442 1092">                     残留熱除去系ポンプ吐出圧力                      低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1092 2024 1165">水源の確保</td> <td data-bbox="2024 1092 2442 1165">サプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1314 1165 1596 1591" rowspan="5"></td> <td data-bbox="1596 1165 1676 1591" rowspan="5">操作</td> <td data-bbox="1676 1165 2024 1302">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2024 1165 2442 1302">                     原子炉水位（狭帯域）                      原子炉水位（広帯域）※1                      原子炉水位（燃料域）※1                      原子炉水位（SA広帯域）※1                      原子炉水位（SA燃料域）※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1302 2024 1375">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2024 1302 2442 1375">                     原子炉圧力※1                      原子炉圧力（SA）※1                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1375 2024 1449">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2024 1375 2442 1449">代替循環冷却系原子炉注水流量※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1449 2024 1522">水源の確保</td> <td data-bbox="2024 1449 2442 1522">サプレッション・プール水位※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1676 1522 2024 1591">補機監視機能</td> <td data-bbox="2024 1522 2442 1591">代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1314 1591 2442 1617">※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。</p> <p data-bbox="1314 1617 2442 1669">※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>		対応手順	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）	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サプレッション・プール水位※1		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※1	水源の確保	サプレッション・プール水位※1	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	<p>設計方針の相違※1</p>
対応手順	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）																																	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																			
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1																																
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1																																
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1																																
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力																																
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1																																
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																																
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1																																
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※1																																
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1																																
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力																																

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考	
	監視計器一覧（14／17）		柏崎は比較表ページ108に記載。	
対応手順	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）		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水				
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1
		原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水量※1
		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 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
水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位			
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二			備考
	監視計器一覧（15／17）			設計方針の相違*2
対応手順	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）		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水				
(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）※1 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）※1	
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1	
		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 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	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力（SA）※1	
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二		備考																									
	<p>監視計器一覧（16／17）</p> <table border="1" data-bbox="1314 401 2442 1535"> <thead> <tr> <th data-bbox="1314 401 1673 470">対応手順</th> <th data-bbox="1673 401 2021 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2021 401 2442 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1314 470 2442 575">1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1314 575 1593 1535" rowspan="10">(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</td> <td data-bbox="1593 575 1673 898" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="1673 575 2021 646">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2021 575 2442 646">原子炉圧力<sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA）<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 646 2021 898">電源</td> <td data-bbox="2021 646 2442 898">275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C電圧<sup>※2</sup> P/C 2C電圧<sup>※2</sup> M/C 2D電圧<sup>※2</sup> P/C 2D電圧<sup>※2</sup> 緊急用M/C電圧<sup>※2</sup> 緊急用P/C電圧<sup>※2</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 898 2021 1003">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2021 898 2442 1003">緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）<sup>※1</sup> 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）<sup>※1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1593 1003 1673 1535" rowspan="5">操作</td> <td data-bbox="1673 1003 2021 1178">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2021 1003 2442 1178">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）<sup>※1</sup> 原子炉水位（燃料域）<sup>※1</sup> 原子炉水位（SA広帯域）<sup>※1</sup> 原子炉水位（SA燃料域）<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 1178 2021 1249">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2021 1178 2442 1249">原子炉圧力<sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA）<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 1249 2021 1320">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="2021 1249 2442 1320">原子炉圧力容器温度<sup>※1</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 1320 2021 1392">補機監視機能</td> <td data-bbox="2021 1320 2442 1392">残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 1392 2021 1535">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2021 1392 2442 1535">残留熱除去系熱交換器入口温度<sup>※1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度<sup>※1</sup> 残留熱除去系系統流量<sup>※1</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1314 1535 2442 1562">※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。</p> <p data-bbox="1314 1562 2442 1612">※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>		対応手順	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）	1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>	電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C電圧 <sup>※2</sup> P/C 2C電圧 <sup>※2</sup> M/C 2D電圧 <sup>※2</sup> P/C 2D電圧 <sup>※2</sup> 緊急用M/C電圧 <sup>※2</sup> 緊急用P/C電圧 <sup>※2</sup>	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） <sup>※1</sup> 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） <sup>※1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量 <sup>※1</sup>	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>※1</sup>	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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 <sup>※1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>※1</sup> 残留熱除去系系統流量 <sup>※1</sup>	<p>柏崎は比較表ページ110に記載。</p>
対応手順	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）																										
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																												
(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>																									
		電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2C電圧 <sup>※2</sup> P/C 2C電圧 <sup>※2</sup> M/C 2D電圧 <sup>※2</sup> P/C 2D電圧 <sup>※2</sup> 緊急用M/C電圧 <sup>※2</sup> 緊急用P/C電圧 <sup>※2</sup>																									
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） <sup>※1</sup> 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） <sup>※1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量 <sup>※1</sup>																									
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（燃料域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA広帯域） <sup>※1</sup> 原子炉水位（SA燃料域） <sup>※1</sup>																									
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力（SA） <sup>※1</sup>																									
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>																									
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																									
		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 <sup>※1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>※1</sup> 残留熱除去系系統流量 <sup>※1</sup>																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																						
	<p>監視計器一覧（17／17）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 401 1673 470">対応手順</th> <th data-bbox="1673 401 2021 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2021 401 2436 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 470 2436 575">1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 575 1590 1136" rowspan="5">(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制</td> <td data-bbox="1590 575 1673 716" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="1673 575 2021 644">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2021 575 2436 644">残留熱除去系系統流量※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1673 644 2021 716">補機監視機能</td> <td data-bbox="2021 644 2436 716">残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1590 716 1673 896" rowspan="3">操作</td> <td colspan="2" data-bbox="1673 716 2021 896">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2021 716 2436 896">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1673 896 2021 989">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="2021 896 2436 989">原子炉圧力容器温度※1</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1673 989 2021 1136">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2021 989 2436 1136">原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。          ※2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	対応手順	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）	1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制	判断基準	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度※1	最終ヒートシンクの確保		原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	<p>設計方針の相違*4</p>
対応手順	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）																						
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																								
(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制	判断基準	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1																					
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																					
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1																				
		原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度※1																				
		最終ヒートシンクの確保		原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																														
<p style="text-align: center;">第1.4.3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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等</td> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備  M/C C系 M/C D系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用MCC</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	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 AM用MCC	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備  M/C C系 M/C D系	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用MCC	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 style="text-align: center;">第1.4-3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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MCC C」という。）</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MCC C」という。）	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																														
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 AM用MCC																														
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC																														
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備  M/C C系 M/C D系																														
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  MCC C系 MCC D系 AM用MCC																														
	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																														
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																														
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MCC C」という。）																														
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系																														
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系																														
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																														
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>原子炉低圧時の冷却機能喪失</p> <p>フロントライン系</p> <p>サポート系</p> <p>凡例</p> <p>注：RHR C系は、④、⑤の対応手順は対象外</p> <p>フロントライン系対応手段          ①：低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          ②：低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          サポート系対応手段          ④：代替交流電源設備による静置熱除去系（低圧注水モード）の復旧          ⑤：代替交流電源設備による預備熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p>	<p>東海第二</p> <p>原子炉低圧時の冷却機能喪失</p> <p>フロントライン系</p> <p>サポート系</p> <p>凡例</p> <p>注：RHR C系は、④、⑤の対応手順は対象外</p> <p>フロントライン系対応手段          ①：低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          ②：低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）          サポート系対応手段          ④：代替交流電源設備による静置熱除去系（低圧注水モード）の復旧          ⑤：代替交流電源設備による預備熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p>	<p>備考</p> <p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<p>①. 原子炉冷却系（冷却）による原子炉圧水      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ</p> <p>②. 原子炉冷却系（冷却）による原子炉圧水      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ</p> <p>③. 原子炉冷却系（冷却）による原子炉圧水      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ</p> <p>④. 原子炉冷却系（冷却）による原子炉圧水      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ      ・冷却水循環ポンプ</p>	<p>東二は先行PWRを参考に作成。          柏崎は比較表ページ122に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<p>第1.4.1図 機能喪失原因対策分析 (2/2)</p>	<p>第1.4-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)</p>	<p>東二は先行PWRを参考に作成。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																																																																																																																																																																																																									
<p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">凡例： <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">フロントライン系</span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">サポート系</span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">故障を想定</span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">対応手段あり</span></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>故障想定機器</th> <th>故障要因1</th> <th>故障要因2</th> <th>故障要因3</th> <th>故障要因4</th> <th>故障要因5</th> <th>故障要因6</th> <th>故障要因7</th> <th>故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15" style="text-align: center; vertical-align: middle;">低圧注水系機能喪失</td> <td rowspan="15" style="text-align: center; vertical-align: middle;">FHR A機能喪失 ※1</td> <td>FHRポンプ故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>井故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静的機器故障</td> <td>RHR Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源</td> <td>S/C</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCWHポンプ</td> <td>井</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ROW機能喪失</td> <td>RCWH Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機冷却系故障</td> <td>RSWポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>井</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※2</td> <td>静的機器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※3</td> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>駆動源喪失(AC, DC電源)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※4</td> <td>※3同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>※4同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※3</td> <td>P/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>D/G機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※3</td> <td>M/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※4</td> <td>主母線盤故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>遮断器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※4</td> <td>蓄電池機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>充電器機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※4</td> <td>充電器機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>AO電圧喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※4</td> <td>※3同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>※4同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※1同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※1同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 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。</p>	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	低圧注水系機能喪失	FHR A機能喪失 ※1	FHRポンプ故障							井故障							静的機器故障	RHR Hx							配管							水源	S/C							ストレーナ							RCWHポンプ	井							静的機器故障							ROW機能喪失	RCWH Hx							配管							補機冷却系故障	RSWポンプ							井							※2	静的機器故障							配管							※3	ストレーナ							駆動源喪失(AC, DC電源)							※4	※3同様							※4同様							※3	P/C故障							D/G機能喪失							※3	M/C故障							外部電源喪失							※4	主母線盤故障							遮断器故障							※4	蓄電池機能喪失							充電器機能喪失							※4	充電器機能喪失							AO電圧喪失							※4	※3同様							※4同様							※1同様															※1同様															<p style="text-align: center;">東海第二</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: center;">東二は先行PWRを参考に作成しており、機能喪失原因対策分析（補足）は作成しない。</p>
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																																																																																																																																																																																																																																																																			
低圧注水系機能喪失	FHR A機能喪失 ※1	FHRポンプ故障																																																																																																																																																																																																																																																																									
		井故障																																																																																																																																																																																																																																																																									
		静的機器故障	RHR Hx																																																																																																																																																																																																																																																																								
			配管																																																																																																																																																																																																																																																																								
		水源	S/C																																																																																																																																																																																																																																																																								
			ストレーナ																																																																																																																																																																																																																																																																								
		RCWHポンプ	井																																																																																																																																																																																																																																																																								
			静的機器故障																																																																																																																																																																																																																																																																								
		ROW機能喪失	RCWH Hx																																																																																																																																																																																																																																																																								
			配管																																																																																																																																																																																																																																																																								
		補機冷却系故障	RSWポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																								
			井																																																																																																																																																																																																																																																																								
		※2	静的機器故障																																																																																																																																																																																																																																																																								
			配管																																																																																																																																																																																																																																																																								
		※3	ストレーナ																																																																																																																																																																																																																																																																								
駆動源喪失(AC, DC電源)																																																																																																																																																																																																																																																																											
※4	※3同様																																																																																																																																																																																																																																																																										
	※4同様																																																																																																																																																																																																																																																																										
※3	P/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																										
	D/G機能喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
※3	M/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																										
	外部電源喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
※4	主母線盤故障																																																																																																																																																																																																																																																																										
	遮断器故障																																																																																																																																																																																																																																																																										
※4	蓄電池機能喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
	充電器機能喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
※4	充電器機能喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
	AO電圧喪失																																																																																																																																																																																																																																																																										
※4	※3同様																																																																																																																																																																																																																																																																										
	※4同様																																																																																																																																																																																																																																																																										
※1同様																																																																																																																																																																																																																																																																											
※1同様																																																																																																																																																																																																																																																																											

第1.4.1図 機能喪失原因対策分析（補足）

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="169 380 1163 1608" style="border: 1px solid black; height: 585px; width: 335px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="341 1690 994 1722" style="text-align: center;">第1.4.2図 EOP「水位確保」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 409 2881 703">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="163 399 1157 1596" style="border: 1px solid black; height: 570px; width: 335px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="326 1648 994 1690" style="text-align: center;">第1.4.3図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2507 409 2878 703">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="181 401 1178 1276" style="border: 1px solid black; height: 417px; width: 336px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="350 1314 1003 1348" style="text-align: center;">第1.4.4図 EOP「水位回復」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 407 2873 705">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="192 394 1222 1297" style="border: 1px solid black; height: 430px; width: 347px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="192 1375 1222 1417">第1.4.5図 停止時EOP「SFP 原子炉水位・温度制御」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2507 409 2878 703">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
<div data-bbox="201 394 1202 1543" style="border: 1px solid black; height: 547px; width: 337px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="379 1654 1023 1690" style="text-align: center;">第1.4.6図 SOP「RPV制御」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 409 2873 703">東二はEOP、SOPフローチャートについては個別の各逐条資料には記載せず、「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																				
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>.....</td><td>冷却水</td></tr> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④, ⑦※1</td> <td>残留熱除去系A系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※2, ⑦※3</td> <td>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※4</td> <td>残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>第1.4-2図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		空気駆動		弁		逆止弁	.....	冷却水	操作手順	弁名称	④, ⑦※1	残留熱除去系A系注入弁	⑦※2, ⑦※3	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	⑦※4	残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁	<p>柏崎は比較表ページ171に記載。</p>
	ポンプ																					
	電動駆動																					
	空気駆動																					
	弁																					
	逆止弁																					
.....	冷却水																					
操作手順	弁名称																					
④, ⑦※1	残留熱除去系A系注入弁																					
⑦※2, ⑦※3	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁																					
⑦※4	残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

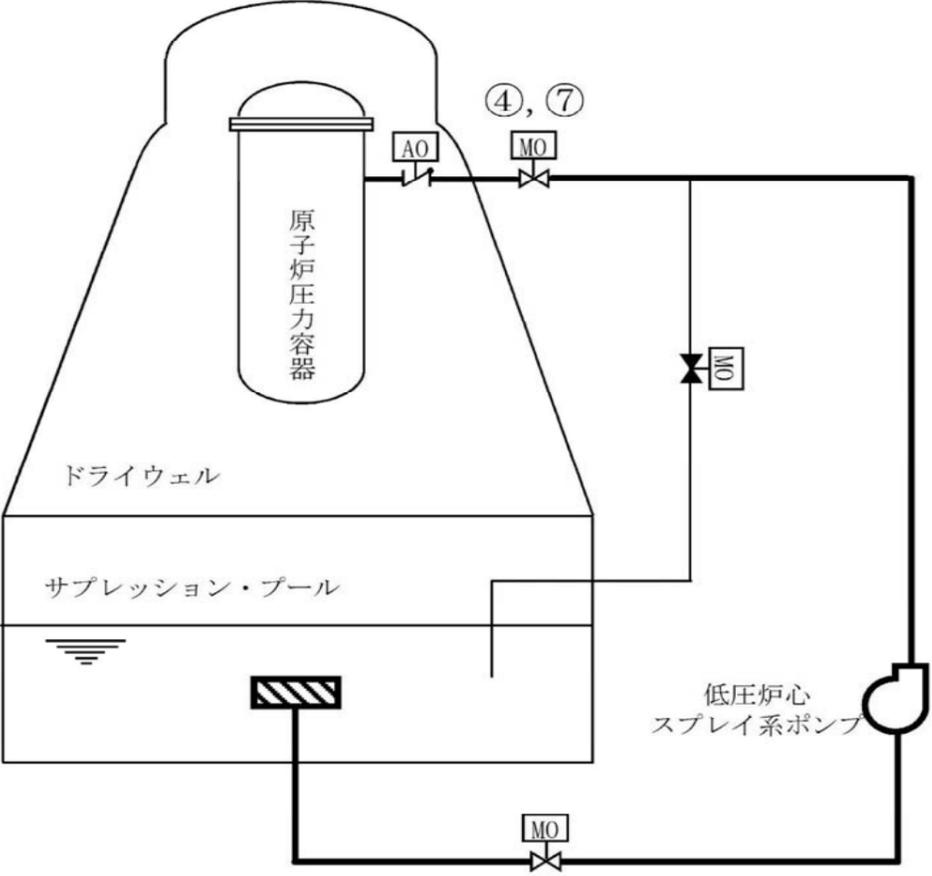
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																																						
	<div data-bbox="1350 388 2448 598"> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （自動起動信号が発信した場合）</td> <td>運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td colspan="10">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1350 703 2448 913"> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （手動起動の場合）</td> <td>運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td colspan="10">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1350 1039 2448 1165"> <p>第1.4-3図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>			経過時間（分）										備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5		残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （自動起動信号が発信した場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分												1											※1			経過時間（分）										備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5		残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （手動起動の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分												1											※2	<p>東二はタイムチャートを記載。</p>
		経過時間（分）										備考																																																																																												
手順の項目	実施箇所・必要員数	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																														
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （自動起動信号が発信した場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分																																																																																																						
	1											※1																																																																																												
		経過時間（分）										備考																																																																																												
手順の項目	実施箇所・必要員数	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																														
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （手動起動の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分																																																																																																						
	1											※2																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																
	 <table border="1" data-bbox="1454 1654 1855 1717"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④, ⑦</td> <td>低圧炉心スプレイ系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <table border="1" data-bbox="2131 1402 2338 1717"> <thead> <tr> <th colspan="2">凡例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1567 1791 2338 1822">第1.4-4図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	④, ⑦	低圧炉心スプレイ系注入弁	凡例			ポンプ		電動駆動		空気駆動		弁		逆止弁	<p>設計方針の相違*3</p>
操作手順	弁名称																	
④, ⑦	低圧炉心スプレイ系注入弁																	
凡例																		
	ポンプ																	
	電動駆動																	
	空気駆動																	
	弁																	
	逆止弁																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																																								
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">自動起動確認</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>   <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">注水開始操作</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; background-color: yellow;">第 1.4-5 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 タイムチャート</p> </div>			経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水											低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	自動起動確認													経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水											低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	注水開始操作											<p style="color: red;">設計方針の相違*3</p>
		経過時間（分）										備考																																																																																														
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																
手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水																																																																																																								
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	自動起動確認																																																																																																								
		経過時間（分）										備考																																																																																														
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																
手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水																																																																																																								
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	注水開始操作																																																																																																								

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																		
	<table border="1" data-bbox="1359 1444 2003 1726"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>残留熱除去系A系 <b>黄色</b>レグシールライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b>(A) 入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子炉再循環ポンプ <b>黄色</b>(A) 出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑨, ⑰</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑪</td> <td>残留熱除去系内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫</td> <td>残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b>(A) 停止時冷却ライン入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑬</td> <td>残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b>(A) 停止時冷却注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p><b>第1.4-6図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 概要図</b></p>	操作手順	弁名称	④	残留熱除去系A系 <b>黄色</b> レグシールライン弁	⑤	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 入口弁	⑥	原子炉再循環ポンプ <b>黄色</b> (A) 出口弁	⑨, ⑰	残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁	⑩	残留熱除去系外側隔離弁	⑪	残留熱除去系内側隔離弁	⑫	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 停止時冷却ライン入口弁	⑬	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 停止時冷却注入弁	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表ページ172に記載。</p>
操作手順	弁名称																			
④	残留熱除去系A系 <b>黄色</b> レグシールライン弁																			
⑤	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 入口弁																			
⑥	原子炉再循環ポンプ <b>黄色</b> (A) 出口弁																			
⑨, ⑰	残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁																			
⑩	残留熱除去系外側隔離弁																			
⑪	残留熱除去系内側隔離弁																			
⑫	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 停止時冷却ライン入口弁																			
⑬	残留熱除去系ポンプ <b>黄色</b> (A) 停止時冷却注入弁																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																																		
	<div data-bbox="1338 384 2463 758"> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要員数</th> <th colspan="18">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th><th>200</th><th>210</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1</td> <td colspan="18">残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 177分</td> <td rowspan="2">※1</td> </tr> <tr> <td>運転員等（当直運転員）（現場） 2</td> <td colspan="18">                     原子炉保護系復旧準備                      格納容器隔離復旧                      原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作                      移動、原子炉保護系復旧                      移動、系統構成                 </td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1338 764 2436 819"> <p>※1：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱を示す。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱については、除熱開始まで177分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1338 869 2436 978"> <p>第1.4-7図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 タイムチャート</p> </div>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）																		備考	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 177分																		※1	運転員等（当直運転員）（現場） 2	原子炉保護系復旧準備 格納容器隔離復旧 原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作 移動、原子炉保護系復旧 移動、系統構成																		<p>東二はタイムチャートを記載。</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数			経過時間（分）																			備考																																																													
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210																																																														
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 177分																		※1																																																																
	運転員等（当直運転員）（現場） 2	原子炉保護系復旧準備 格納容器隔離復旧 原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作 移動、原子炉保護系復旧 移動、系統構成																																																																																		

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）

操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤ <sup>a</sup>	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ <sup>a</sup>	残留熱除去系注入弁(A)
⑥ <sup>b</sup>	残留熱除去系注入弁(C)
⑥ <sup>c</sup>	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑥ <sup>d</sup>	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑧ <sup>a</sup>	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑧ <sup>b</sup>	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑧ <sup>c</sup>	残留熱除去系洗浄水弁(C)
⑧ <sup>d</sup>	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑧ <sup>e</sup>	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑩ <sup>a</sup> 1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩ <sup>a</sup> 2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

凡例	注入配管
■	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
■	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
■	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
■	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
■	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
□	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

東海第二

凡例	ポンプ
⤵	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
⊗	弁
↘	逆止弁
---	ホース
□	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧ <sup>a</sup> 1	常設低圧代替注水系分離弁	⑧ <sup>a</sup> 1, ⑩	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑧ <sup>a</sup> 2	原子炉注水弁	⑩	残留熱除去系C系注入弁

記載例 ○<sup>a</sup>1~：操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>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1.4-8 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

備考

東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二		備考
経過時間(分) 5 10 15 20 25	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 12分	要員(数)	2	通信連絡設備確認、電源確認 バイパス弁流防止処置、ポンプ起動 系統構成 注水開始、注水状況確認 移動、CSP水源地確保
		手順の項目	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	

第1.4.8図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用) タイムチャート

東海第二		備考	
経過時間(分) 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12	手順の項目 実施箇所・必要員数	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 9分	備考
		必要な負荷の電源切替え操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作(※1) 系統構成、注水開始操作	
※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。			
経過時間(分) 2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24	手順の項目 実施箇所・必要員数	常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイ 15分	備考
		必要な負荷の電源切替え操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作 系統構成 原子炉格納容器内の冷却開始操作 原子炉注水開始操作	

第1.4-9図 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 タイムチャート(原子炉運転中) (1/2)

東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(C)注入配管使用)</td> <td>中央制御室運転員 A, B</td> <td>40分 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水                      通過漏れ設備確認、電源確認                      ハイパス流防止閉鎖、ポンプ起動                      注水状況確認                      移動、系統構成                      注水再開操作                      移動、CSP水質確保</td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C, D</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系（C）注入配管使用）                  タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	40分 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 通過漏れ設備確認、電源確認 ハイパス流防止閉鎖、ポンプ起動 注水状況確認 移動、系統構成 注水再開操作 移動、CSP水質確保		現場運転員 C, D			<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">実施箇所・必要要員数</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</td> <td>運転員等(当直運転員)(中央制御室)</td> <td>9分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水                      必要な負荷の電源切替え操作                      原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※1)                      系統構成、注水開始操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。</p> <p>第1.4-9図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転停止中）（2/2）</p>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	9分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 必要な負荷の電源切替え操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※1) 系統構成、注水開始操作					<p>東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。</p> <p>東二は原子炉運転中と原子炉運転停止中の運転員等の要員数が異なるため、原子炉運転停止中のタイムチャートを記載する。</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																					
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	40分 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 通過漏れ設備確認、電源確認 ハイパス流防止閉鎖、ポンプ起動 注水状況確認 移動、系統構成 注水再開操作 移動、CSP水質確保																						
	現場運転員 C, D																							
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考																					
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	9分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 必要な負荷の電源切替え操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※1) 系統構成、注水開始操作																						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （高圧炉心注水系（B）注入配管使用）	要員（数） 中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2		備考 東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。
	第1.4.10 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用） タイムチャート		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

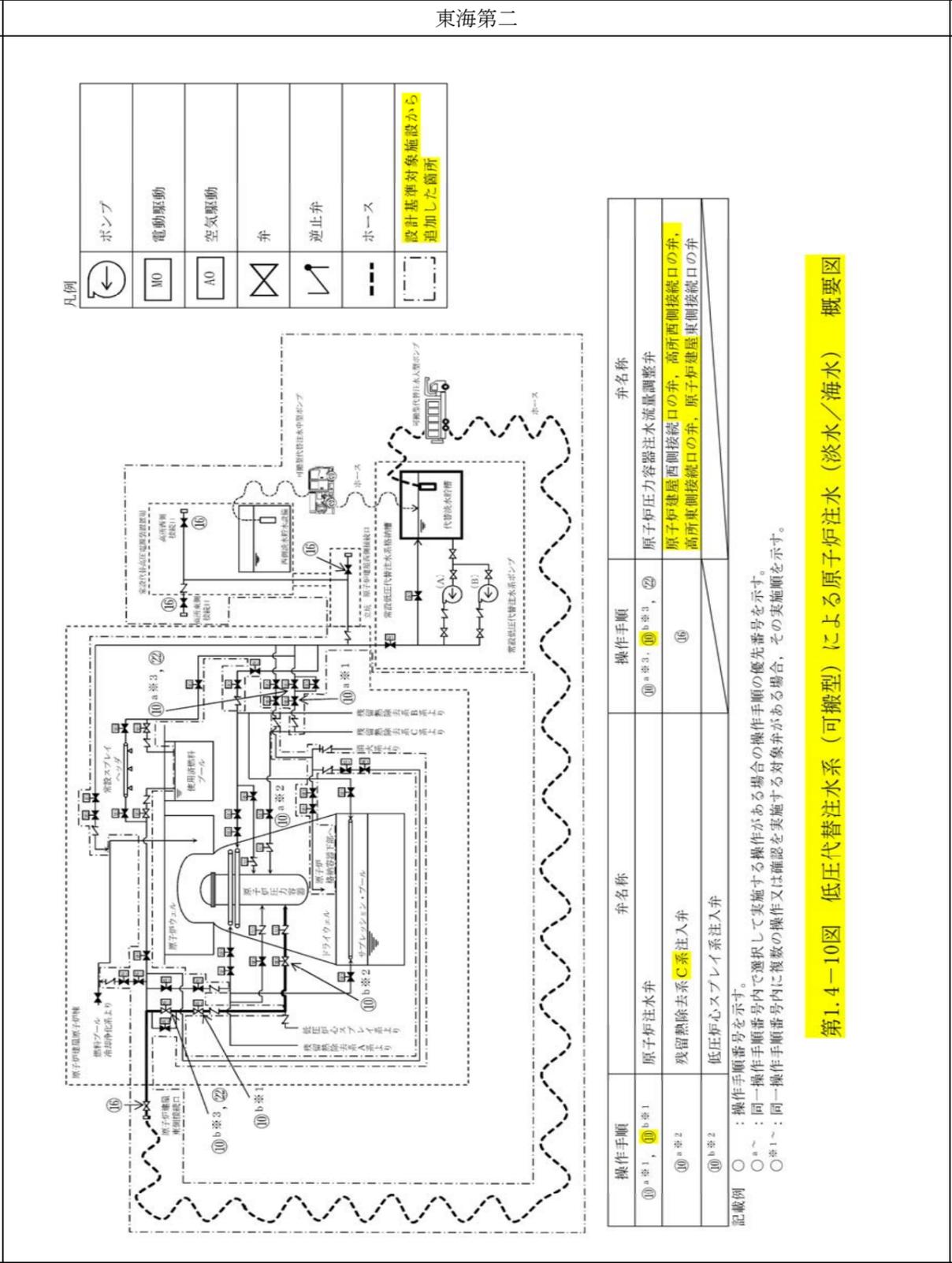
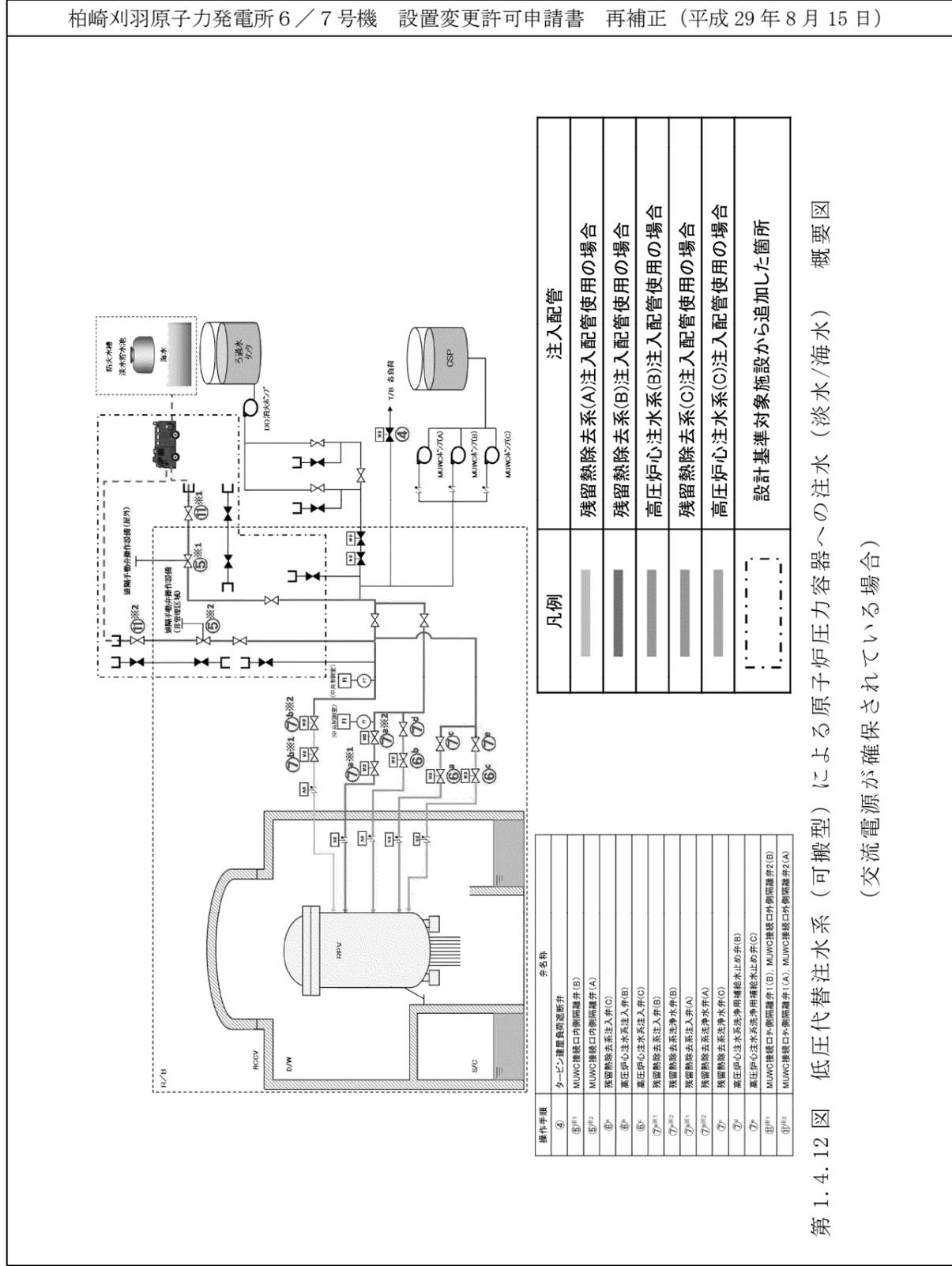
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （高圧炉心注水系（C）注入配管使用）	要員（数） 中央制御室運転員 A、B 2 現場運転員 C、D 2		東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。
	備考 30分 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水		

第 1.4.11 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）  
 タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点



備考

東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （残留熱除去系（A）又は（B）注入配管使用） [交流電源が確保されている場合]	要員（数） 中央制御室運転員 A、B 2 現場運転員 C、D 2
	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 系統構成完了 25分 電源確認 通信連絡設備準備 パイプス漏防止措置、系統構成 移動、遠隔手動弁操作設備リンク機構の取外し、系統構成（管理区域）

第1.4.13 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）  
 （残留熱除去系（A）又は（B）注入配管使用）（系統構成）タイムチャート  
 （交流電源が確保されている場合）

東海第二	
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）	実施箇所・必要員数 運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1 重大事故等対応要員 8
	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 必要負荷の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース積み込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作 代替淡水貯槽からの送水

東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。

第1.4-11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）  
 タイムチャート（原子炉運転中）（1／6）



柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） [交流電源が確保されている場合]	要員(数) 中央制御室運転員 A, B 現場運転員 C, D
	備考 系統構成完了 30分 通信連絡設備準備、電源確認 バイパス流防止措置 系統構成 遠隔手動弁操作設備/シグ機構の取外し、系統構成(管理区域) 系統構成

第 1.4.15 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）  
 （高圧炉注水系(B)注入配管使用）（系統構成）タイムチャート  
 （交流電源が確保されている場合）

東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水） (中央制御室操作) (低圧炉心スプレイス配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合)	実施箇所・必要要員数 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1 重大事故等 対応要員 8	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 必要負荷の電源切替操作 系統構成 準備 ホース積込み、移動(南側保管場所～代替淡水貯槽周辺)、ホース巻直し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作 代替淡水貯槽からの送水 535分
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水） (中央制御室操作) (低圧炉心スプレイス配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合)	実施箇所・必要要員数 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1 重大事故等 対応要員 8	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 必要負荷の電源切替操作 系統構成 準備 移動(南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺) 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作 西側淡水貯水設備からの送水 195分

東二は注水に使用する設備により、注入配管が決まっており、注入配管の選択はない。

第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）  
 タイムチャート（原子炉運転中）（3/6）

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二		備考
<p>手順の項目</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)                      (高圧炉心注水系(C)注入配管使用)                      [交流電源が確保されている場合]</p>	<p>要員(数)</p> <p>中央制御室運転員 A, B</p> <p>2</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90</p> <p>系統構成完了 55分</p>	<p>現場確認、電源確認                      バイパス流防止措置、系統構成</p> <p>移動、遠隔手動弁操作設備リンク機構の取外し、系統構成(管理区域)                      系統構成(注入井、洗浄水井開操作含む)</p>	<p>東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。</p>
	<p>現場運転員 C, D</p> <p>2</p>			
<p>手順の項目</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)                      (現場操作)                      (低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合)</p>		<p>要員(数)</p> <p>運転員等(当直運転員)(現場)</p> <p>3</p> <p>運転員等(重大事故等対応要員)(現場)</p> <p>3</p> <p>重大事故等対応要員</p> <p>8</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210</p> <p>535分</p>	<p>東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。</p>
<p>現場確認、電源確認                      バイパス流防止措置、系統構成</p> <p>移動、遠隔手動弁操作設備リンク機構の取外し、系統構成(管理区域)                      系統構成(注入井、洗浄水井開操作含む)</p>		<p>準備</p> <p>移動、系統構成</p> <p>ホース積込み、移動(河側保管場所～代替淡水貯槽周辺)、ホース荷卸し</p> <p>代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置</p> <p>ホース敷設</p> <p>ホース接続</p> <p>送水準備、注水開始操作</p>	<p>代替淡水貯槽からの送水</p>	
<p>手順の項目</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)                      (現場操作)                      (低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合)</p>		<p>要員(数)</p> <p>運転員等(当直運転員)(現場)</p> <p>3</p> <p>運転員等(重大事故等対応要員)(現場)</p> <p>3</p> <p>重大事故等対応要員</p> <p>8</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210</p> <p>195分</p>	<p>東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。</p>
<p>現場確認、電源確認                      バイパス流防止措置、系統構成</p> <p>移動、遠隔手動弁操作設備リンク機構の取外し、系統構成(管理区域)                      系統構成(注入井、洗浄水井開操作含む)</p>		<p>準備</p> <p>移動(河側保管場所～西側淡水貯水設備周辺)</p> <p>西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置</p> <p>ホース敷設</p> <p>ホース接続</p> <p>送水準備、注水開始操作</p>	<p>西側淡水貯水設備からの送水</p>	

第 1.4-11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

タイムチャート（原子炉運転中）（4／6）

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水ポンプによる送水 [防火水槽を水源とした場合]	緊急時対応要員 3名	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 125分 ※1

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、緊急時対応要員2名で105分以内で可能である。  
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

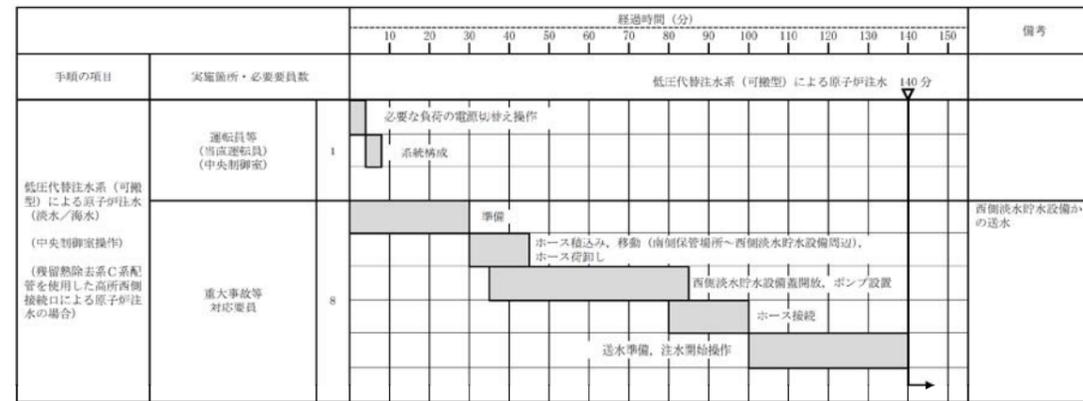
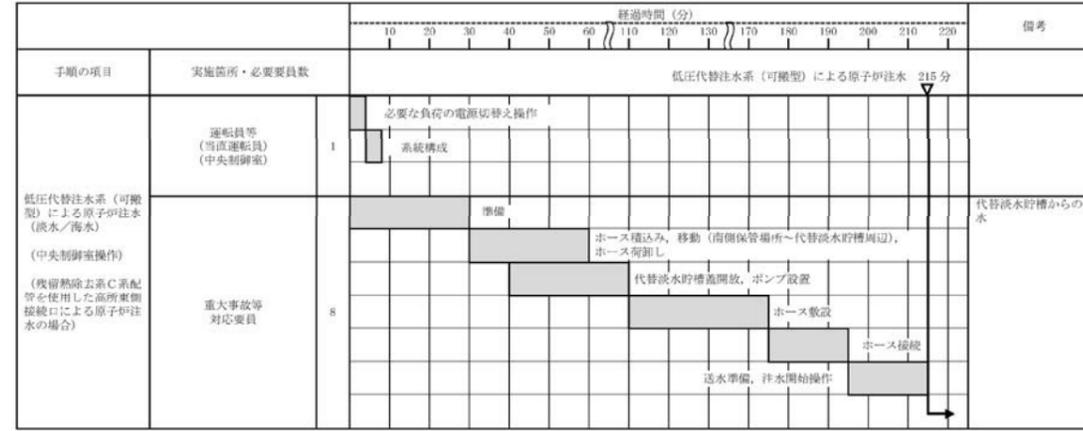
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水ポンプによる送水 [淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるホースが使用できる場合)]	緊急時対応要員 2名	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約120分で可能である。  
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第1.4.17図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）  
 （可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（1/2）

東海第二

備考



東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。

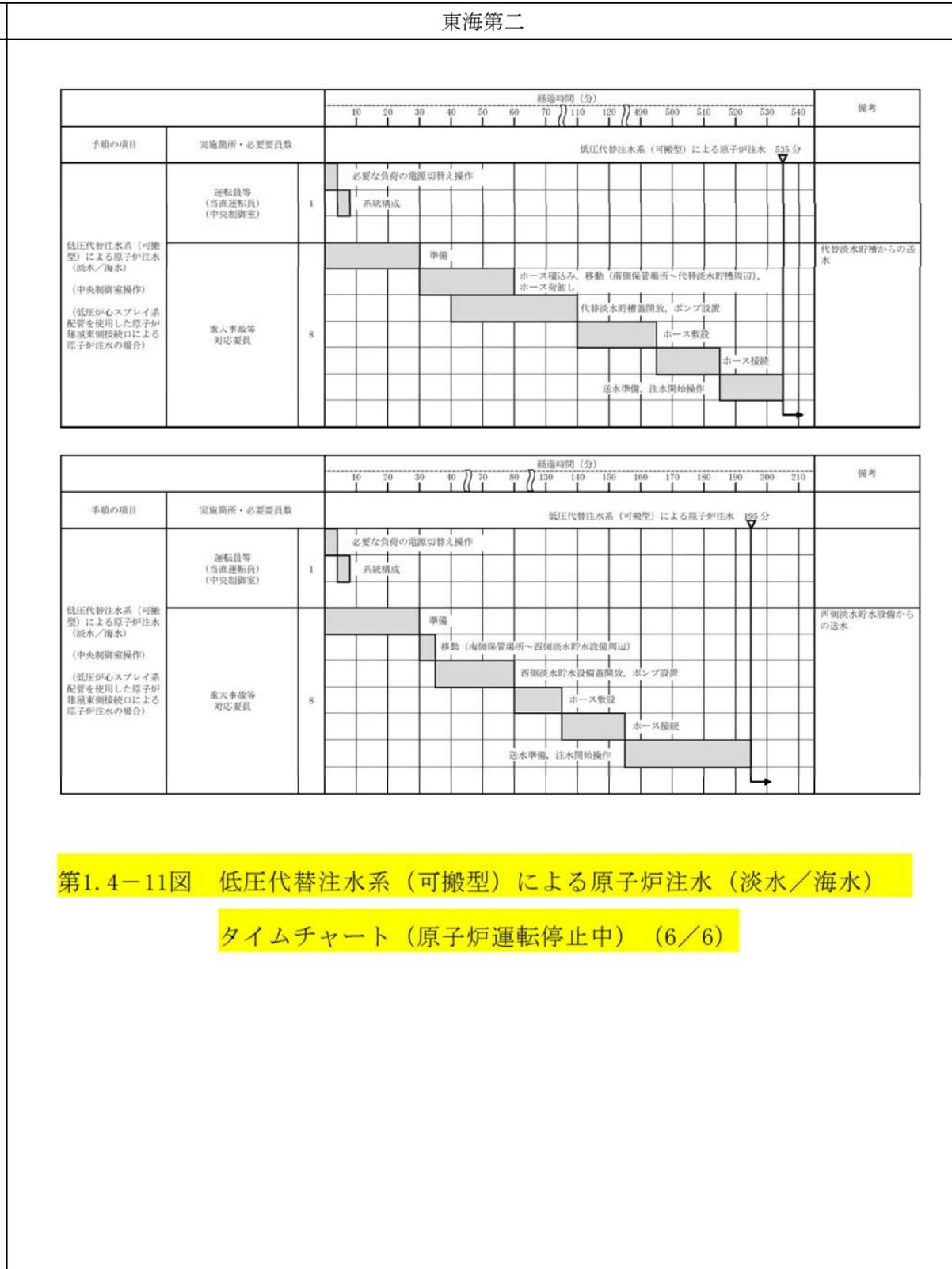
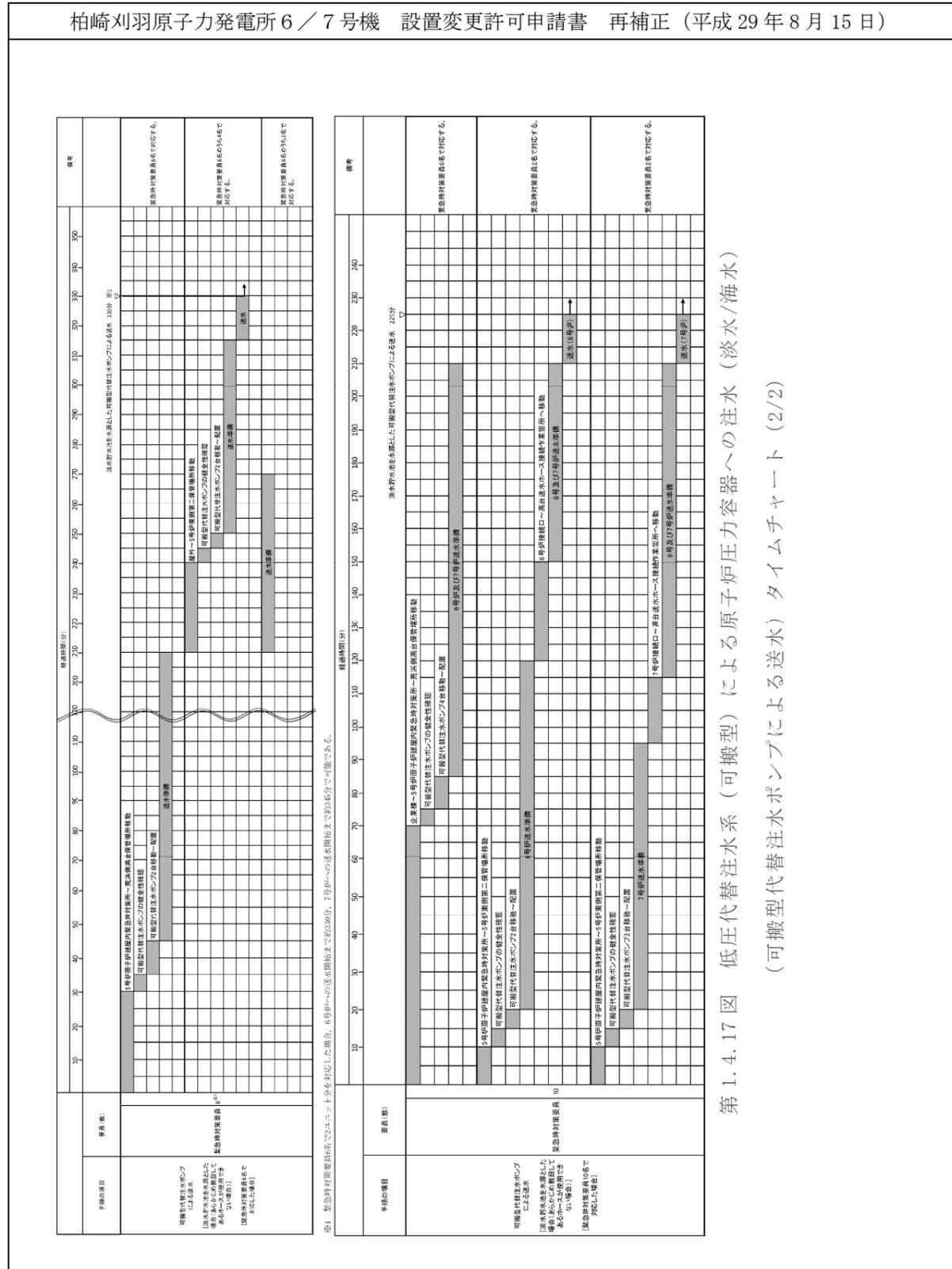
東二は原子炉運転中と原子炉運転停止中の運転員等の要員数が異なるため、原子炉運転停止中のタイムチャートを記載する。

第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）

タイムチャート（原子炉運転停止中）（5/6）

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点



備考

東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。

東二は原子炉運転中と原子炉運転停止中の運転員等の要員数が異なるため、原子炉運転停止中のタイムチャートを記載する。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">操作手順</th> <th style="width: 35%;">井名数</th> <th style="width: 50%;">注入配管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>海水補給水系原子炉建屋海水槽（バイパス）</td> <td>凡例</td> </tr> <tr> <td>⑤R1</td> <td>M/WC接続口内側隔離弁(B)</td> <td>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>⑤R2</td> <td>M/WC接続口内側隔離弁(A)</td> <td>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>⑥R1</td> <td>残留熱除去系注入弁(B)</td> <td>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>⑥R2</td> <td>残留熱除去系洗浄弁(B)</td> <td>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>⑥R3</td> <td>残留熱除去系注入弁(A)</td> <td>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>⑥R4</td> <td>残留熱除去系洗浄弁(A)</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> <tr> <td>⑥R5</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R6</td> <td>残留熱除去系洗浄弁(C)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R7</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R8</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(C)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R9</td> <td>高圧炉心注水系浄用補給水止め弁(C)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R10</td> <td>M/WC接続口外側隔離弁(B)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R11</td> <td>M/WC接続口外側隔離弁(A)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>⑥R12</td> <td>M/WC接続口外側隔離弁(ZA)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.4.18 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図                  （全交流動力電源が喪失している場合）</p>	操作手順	井名数	注入配管	④	海水補給水系原子炉建屋海水槽（バイパス）	凡例	⑤R1	M/WC接続口内側隔離弁(B)	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合	⑤R2	M/WC接続口内側隔離弁(A)	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合	⑥R1	残留熱除去系注入弁(B)	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合	⑥R2	残留熱除去系洗浄弁(B)	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合	⑥R3	残留熱除去系注入弁(A)	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合	⑥R4	残留熱除去系洗浄弁(A)	設計基準対象施設から追加した箇所	⑥R5	残留熱除去系注入弁(C)		⑥R6	残留熱除去系洗浄弁(C)		⑥R7	高圧炉心注水系注入弁(B)		⑥R8	高圧炉心注水系注入弁(C)		⑥R9	高圧炉心注水系浄用補給水止め弁(C)		⑥R10	M/WC接続口外側隔離弁(B)		⑥R11	M/WC接続口外側隔離弁(A)		⑥R12	M/WC接続口外側隔離弁(ZA)		東二	備考  東二をサポート系故障時の対応手順を整備する。 （比較表ページ 162）
操作手順	井名数	注入配管																																																
④	海水補給水系原子炉建屋海水槽（バイパス）	凡例																																																
⑤R1	M/WC接続口内側隔離弁(B)	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合																																																
⑤R2	M/WC接続口内側隔離弁(A)	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合																																																
⑥R1	残留熱除去系注入弁(B)	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合																																																
⑥R2	残留熱除去系洗浄弁(B)	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合																																																
⑥R3	残留熱除去系注入弁(A)	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合																																																
⑥R4	残留熱除去系洗浄弁(A)	設計基準対象施設から追加した箇所																																																
⑥R5	残留熱除去系注入弁(C)																																																	
⑥R6	残留熱除去系洗浄弁(C)																																																	
⑥R7	高圧炉心注水系注入弁(B)																																																	
⑥R8	高圧炉心注水系注入弁(C)																																																	
⑥R9	高圧炉心注水系浄用補給水止め弁(C)																																																	
⑥R10	M/WC接続口外側隔離弁(B)																																																	
⑥R11	M/WC接続口外側隔離弁(A)																																																	
⑥R12	M/WC接続口外側隔離弁(ZA)																																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

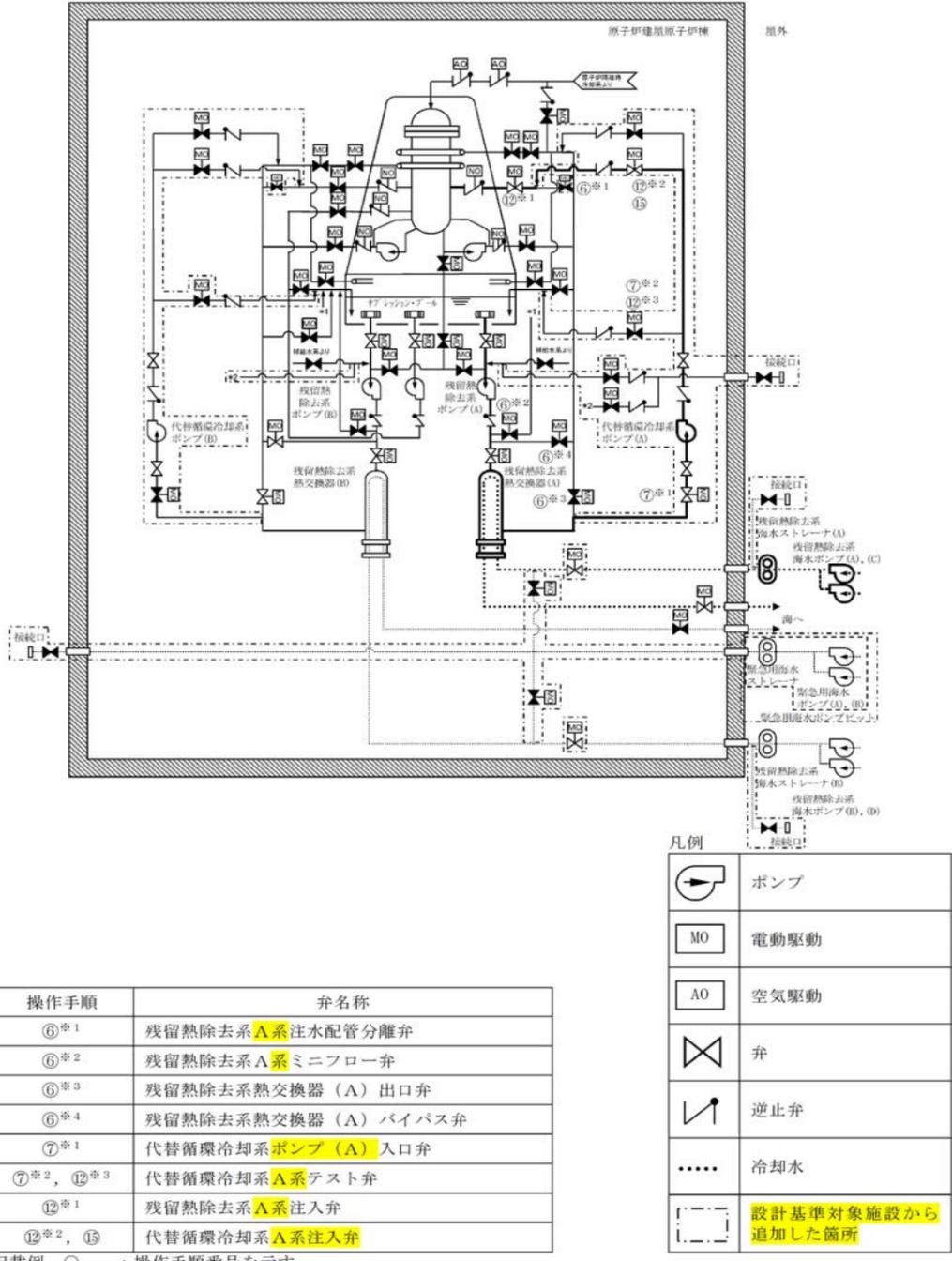
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 (全流動力電源が喪失している場合)	要員(数) 中央制御室運転員 A 1 班長運転員 C、D 2	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 系統構成完了 135分	備考 東二はサポート系故障時の対応手順にて整備する。 (比較表ページ163)
	※1 各注水配管の系統構成(注入弁、洗浄弁開操作含む)に要する時間は以下のとおり。 ・残留熱除去系(A)注入配管を使用する場合は、約90分で可能である。 ・残留熱除去系(B)(C)注入配管を使用する場合は、約40分で可能である。 ・高圧炉心注水系(B)(C)注入配管を使用する場合は、約30分で可能である。		
第1.4.19 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) (系統構成) タイムチャート (全流動力電源が喪失している場合)			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																
	 <table border="1" data-bbox="1389 1407 1973 1690"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1</td> <td>残留熱除去系A系注水配管分離弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>残留熱除去系A系ミニフロー弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*3</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*4</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑦*1</td> <td>代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑦*2, ⑫*3</td> <td>代替循環冷却系A系テスト弁</td> </tr> <tr> <td>⑫*1</td> <td>残留熱除去系A系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑫*2, ⑮</td> <td>代替循環冷却系A系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>凡例</p> <table border="1" data-bbox="2092 1260 2404 1690"> <tbody> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>冷却水</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>第1.4-12図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑥*1	残留熱除去系A系注水配管分離弁	⑥*2	残留熱除去系A系ミニフロー弁	⑥*3	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁	⑥*4	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁	⑦*1	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁	⑦*2, ⑫*3	代替循環冷却系A系テスト弁	⑫*1	残留熱除去系A系注入弁	⑫*2, ⑮	代替循環冷却系A系注入弁		ポンプ		電動駆動		空気駆動		弁		逆止弁		冷却水		設計基準対象施設から追加した箇所	<p>設計方針の相違*1</p>
操作手順	弁名称																																	
⑥*1	残留熱除去系A系注水配管分離弁																																	
⑥*2	残留熱除去系A系ミニフロー弁																																	
⑥*3	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁																																	
⑥*4	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁																																	
⑦*1	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁																																	
⑦*2, ⑫*3	代替循環冷却系A系テスト弁																																	
⑫*1	残留熱除去系A系注入弁																																	
⑫*2, ⑮	代替循環冷却系A系注入弁																																	
	ポンプ																																	
	電動駆動																																	
	空気駆動																																	
	弁																																	
	逆止弁																																	
	冷却水																																	
	設計基準対象施設から追加した箇所																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1347 394 2436 632" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1347 636 2436 688" data-label="Text"> <p>※1：代替循環冷却系A系による原子炉注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉注水については、注水開始まで41分以内と想定する。</p> </div> <div data-bbox="1347 772 2436 884" data-label="Caption"> <p>第1.4-13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転中）（1/2）</p> </div>	<p>設計方針の相違*1</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	 <p>※1：代替循環冷却系A系による原子炉注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉注水については、注水開始まで41分以内と想定する。</p> <p>第1.4－13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転停止中）（2／2）</p>	<p>設計方針の相違*1</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考																																																																		
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>注入配管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>■</td> <td>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>■</td> <td>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>---</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤</td> <td>タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※1</td> <td>復水補給水系消火系第1連絡弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>復水補給水系消火系第2連絡弁</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>残留熱除去系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>残留熱除去系注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;">第 1.4.20 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図</p> </div> </div>	凡例	注入配管	■	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合	■	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合	■	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合	■	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合	■	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合	---	設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	⑤	タービン建屋負荷遮断弁	⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁	⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁	⑦	残留熱除去系注入弁(B)	⑦	残留熱除去系注入弁(A)	⑦	残留熱除去系注入弁(C)	⑦	高圧炉心注水系注入弁(B)	⑦	高圧炉心注水系注入弁(C)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(A)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(C)	⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>補助ボイラ冷却水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑨※1, ⑨※2</td> <td>残留熱除去系B系消火系ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑩, ⑬※1</td> <td>残留熱除去系B系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑬※2, ⑬※3</td> <td>残留熱除去系B系D/Wスプレー弁</td> </tr> <tr> <td>⑬※4</td> <td>残留熱除去系B系S/Pスプレー弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>🔄</td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td>MO</td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td>AO</td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td>✕</td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td>↯</td> <td>逆止弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;">第1.4-14図 消火系による原子炉注水 概要図</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨※1, ⑨※2	残留熱除去系B系消火系ライン弁	⑩, ⑬※1	残留熱除去系B系注入弁	⑬※2, ⑬※3	残留熱除去系B系D/Wスプレー弁	⑬※4	残留熱除去系B系S/Pスプレー弁	凡例	弁名称	🔄	ポンプ	MO	電動駆動	AO	空気駆動	✕	弁	↯	逆止弁	<p style="text-align: center;">備考</p>
凡例	注入配管																																																																			
■	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合																																																																			
■	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合																																																																			
■	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合																																																																			
■	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合																																																																			
■	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合																																																																			
---	設計基準対象施設から追加した箇所																																																																			
操作手順	弁名称																																																																			
⑤	タービン建屋負荷遮断弁																																																																			
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁																																																																			
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(B)																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(A)																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(C)																																																																			
⑦	高圧炉心注水系注入弁(B)																																																																			
⑦	高圧炉心注水系注入弁(C)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(A)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(C)																																																																			
⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)																																																																			
⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)																																																																			
操作手順	弁名称																																																																			
④	補助ボイラ冷却水元弁																																																																			
⑨※1, ⑨※2	残留熱除去系B系消火系ライン弁																																																																			
⑩, ⑬※1	残留熱除去系B系注入弁																																																																			
⑬※2, ⑬※3	残留熱除去系B系D/Wスプレー弁																																																																			
⑬※4	残留熱除去系B系S/Pスプレー弁																																																																			
凡例	弁名称																																																																			
🔄	ポンプ																																																																			
MO	電動駆動																																																																			
AO	空気駆動																																																																			
✕	弁																																																																			
↯	逆止弁																																																																			

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉圧力容器への注水 （残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用）	要員(数)	2		
	中央制御室運転員 A, B	2		
	現場運転員 C, D	2		
	5号炉運転員	2		

経過時間(分)

第 1.4.21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用）  
タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考
消火系による原子炉注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	

**第1.4-15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転中）**  
 (1/2)

東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		経過時間（分）										備考
手順の項目	要員（数）	10	20	30	40	50	60	70	80	40分 消火系による原子炉圧力容器への注水		備考
消火系による原子炉圧力容器への注水 （残留熱除去系（C） 注入配管使用）	中央制御室運転員 A, B											
	現場運転員 C, D											
	現場運転員 E, F											
	5号炉運転員											

第1.4.22図 消火系による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系（C）注入配管使用） タイムチャート

東海第二		経過時間（分）										備考
手順の項目	実施箇所・必要要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	備考	
消火系による原子炉注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）											
	運転員等 （当直運転員） （現場）											

第1.4-15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転停止中）（2/2）

東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。

東二は原子炉運転中と原子炉運転停止中の運転員等の要員数が異なるため、原子炉運転停止中のタイムチャートを記載する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二	備考
手順の項目 消火系による原子炉圧力容器 への注水 （高圧炉心注水系(B) 注入配管使用）	要員（数）		
	中央制御室運転員 A, B	2	
	現場運転員 C, D	2	
	現場運転員 E, F	2	
	5号炉運転員	2	
経過時間(分) 30分 消火系による原子炉圧力容器への注水			
	通風運送設備準備、電源確保確認 バイパス流防止処置、系統構成 注水状況確認 移動 注水開始 電源確保 消水ポンプ起動		
第 1.4.23 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(B)注入配管使用） タイムチャート			東二は注水に使用する設備に 応じて、注入系統が決まってお り、注入系統の選択はない。 また、各注入配管には監視計器 が設置されている。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

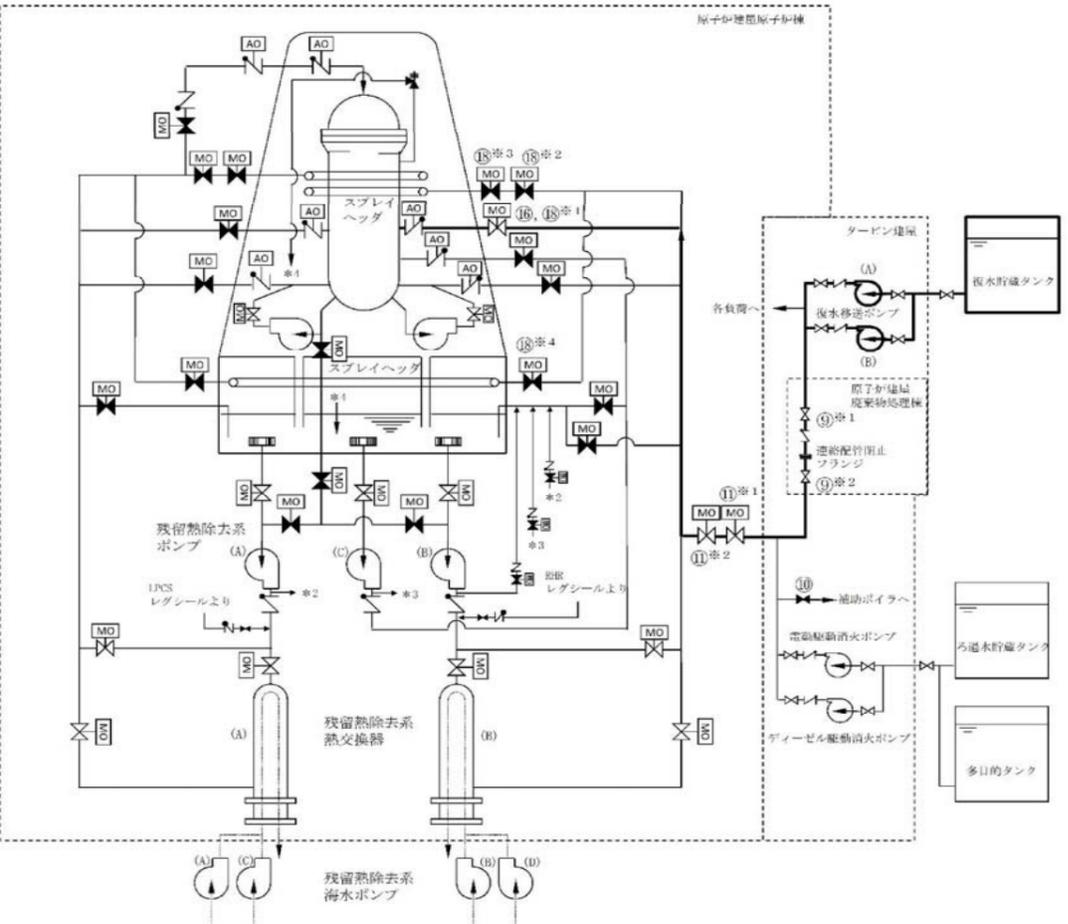
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）		東海第二										備考	
手順の項目 消火系による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(C) 注入配管使用)	要員(数)	経過時間(分)										備考	
	中央制御室運転員 A, B	2	30分 消火系による原子炉圧力容器への注水										
	現場運転員 C, D	2	通信連絡設備準備、電源確保確認 ハイパス流防止処置、系統掃成 注水状況確認 移動、系統掃成 注水開始										
	現場運転員 E, F	2	電源確保										
	5号炉運転員	2	消火ポンプ起動										
第 1.4.24 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用） タイムチャート													
東二は注水に使用する設備に応じて、注入系統が決まっており、注入系統の選択はない。また、各注入配管には監視計器が設置されている。													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考														
	 <table border="1" data-bbox="1389 1402 1923 1633"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑨<sup>※1</sup>, ⑨<sup>※2</sup></td> <td>補給水系-消火系連絡ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>補助ボイラ冷却水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑪<sup>※1</sup>, ⑪<sup>※2</sup></td> <td>残留熱除去系B系消火系ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑯, ⑯<sup>※1</sup></td> <td>残留熱除去系B系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑰<sup>※2</sup>, ⑰<sup>※3</sup></td> <td>残留熱除去系B系D/Wスプレー弁</td> </tr> <tr> <td>⑰<sup>※4</sup></td> <td>残留熱除去系B系S/Pスプレー弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。          ○<sup>※1</sup>~ : 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。</p>	操作手順	弁名称	⑨ <sup>※1</sup> , ⑨ <sup>※2</sup>	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑩	補助ボイラ冷却水元弁	⑪ <sup>※1</sup> , ⑪ <sup>※2</sup>	残留熱除去系B系消火系ライン弁	⑯, ⑯ <sup>※1</sup>	残留熱除去系B系注入弁	⑰ <sup>※2</sup> , ⑰ <sup>※3</sup>	残留熱除去系B系D/Wスプレー弁	⑰ <sup>※4</sup>	残留熱除去系B系S/Pスプレー弁	<p>設計方針の相違*2</p>
操作手順	弁名称															
⑨ <sup>※1</sup> , ⑨ <sup>※2</sup>	補給水系-消火系連絡ライン止め弁															
⑩	補助ボイラ冷却水元弁															
⑪ <sup>※1</sup> , ⑪ <sup>※2</sup>	残留熱除去系B系消火系ライン弁															
⑯, ⑯ <sup>※1</sup>	残留熱除去系B系注入弁															
⑰ <sup>※2</sup> , ⑰ <sup>※3</sup>	残留熱除去系B系D/Wスプレー弁															
⑰ <sup>※4</sup>	残留熱除去系B系S/Pスプレー弁															
<p>第1.4-16図 補給水系による原子炉注水 概要図</p>																

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考														
	<div data-bbox="1359 378 2457 724" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>補給水系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転中)</caption> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間 (分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">補給水系による原子炉注水</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td>0 - 105</td> <td>系統構成、注水開始操作</td> </tr> <tr> <td>運転員等 (当直運転員) (現場) 2</td> <td>0 - 105</td> <td>移動、系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員 6</td> <td>0 - 110</td> <td>移動、連絡配管閉止フランジ切替</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1359 766 2457 892" data-label="Caption"> <p>第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転中）              (1/2)</p> </div>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間 (分)	備考	補給水系による原子炉注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	0 - 105	系統構成、注水開始操作	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	0 - 105	移動、系統構成	重大事故等 対応要員 6	0 - 110	移動、連絡配管閉止フランジ切替	<p>設計方針の相違*2</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間 (分)	備考													
補給水系による原子炉注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	0 - 105	系統構成、注水開始操作													
	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	0 - 105	移動、系統構成													
	重大事故等 対応要員 6	0 - 110	移動、連絡配管閉止フランジ切替													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

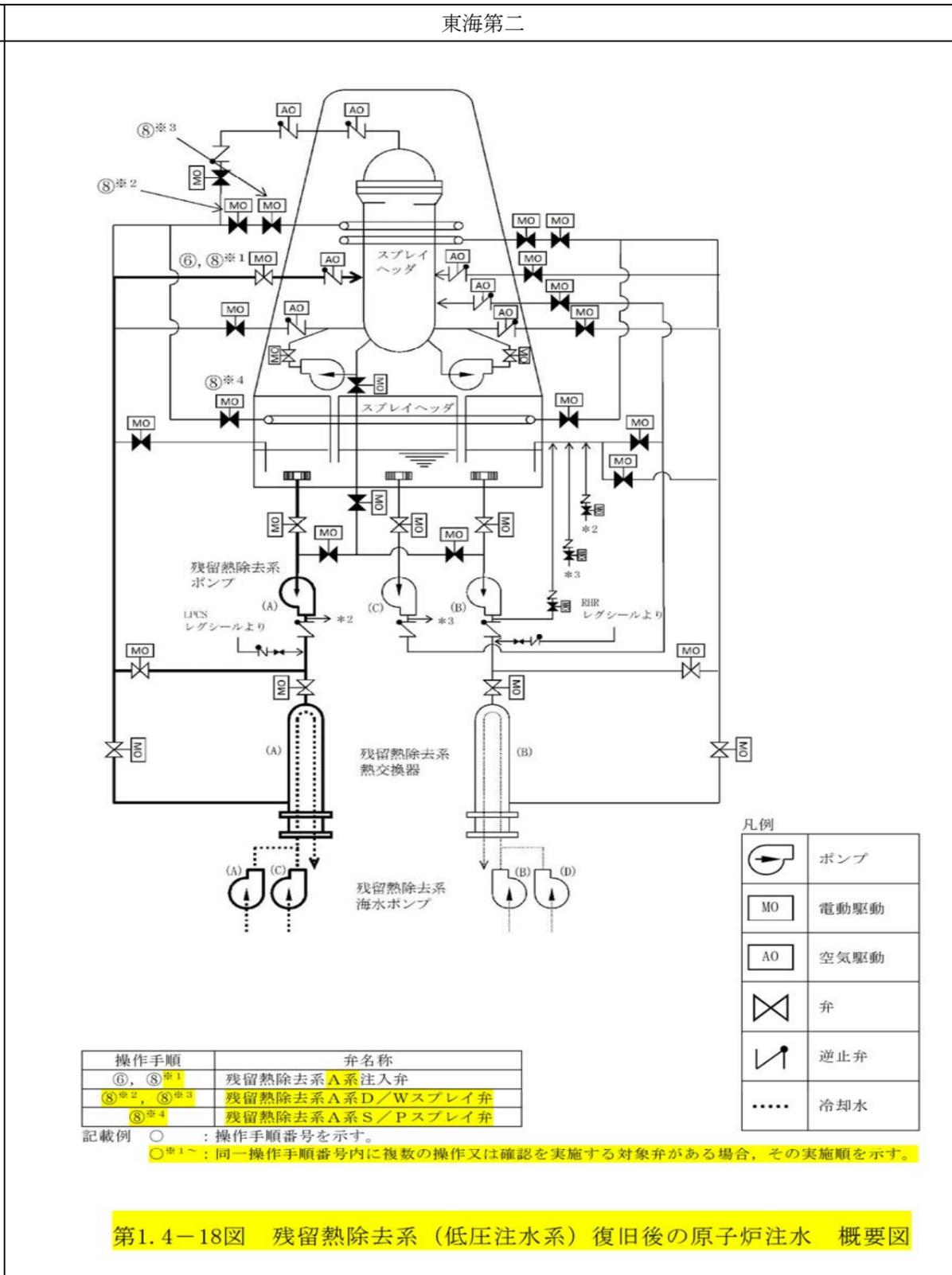
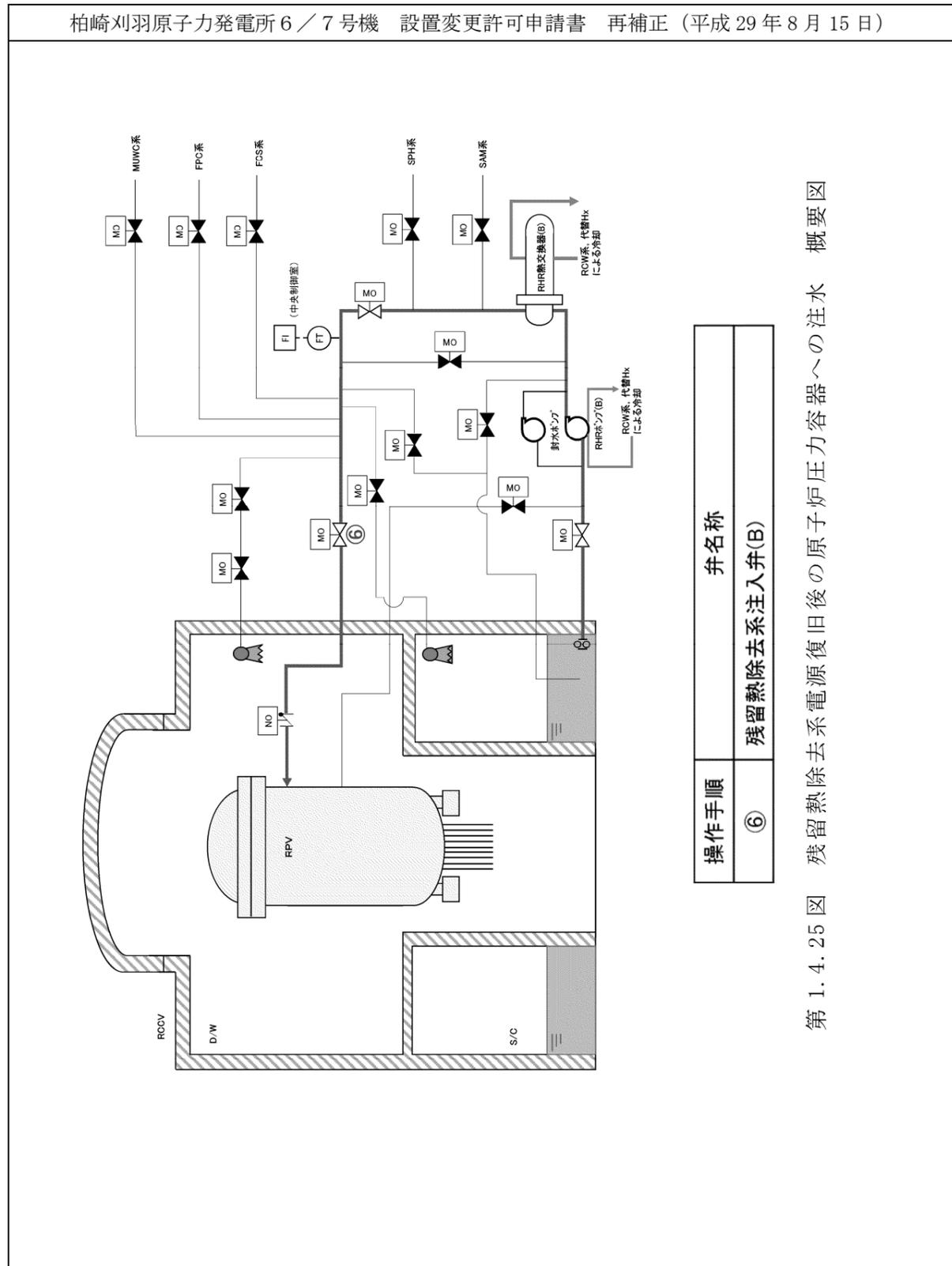
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機 設置変更許可申請書 再補正（平成29年8月15日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1341 384 2436 724" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1341 814 2427 926" data-label="Caption"> <p>第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転停止中）（2／2）</p> </div>	<p>設計方針の相違*3</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）  
 黄色塗りつぶし：8月30日からの変更点



備考