

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-7 改 0
提出年月日	平成 30 年 4 月 20 日

東海第二発電所

技術的能力 比較表

平成 30 年 4 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所／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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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 < 目次 ></p> <p>1.1.1 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 (2) 対応手段と設備の選定の結果 a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 原子炉緊急停止 (b) <u>原子炉冷却材再循環ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制 (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 (d) ほう酸水注入 (e) 制御棒挿入 (f) 原子炉压力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備 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 (1) <u>EOP「スクラム」</u>（原子炉出力） (2) <u>EOP「反応度制御」</u> (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 < 目次 ></p> <p>1.1.1 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 (2) 対応手段と設備の選定の結果 a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 原子炉緊急停止 (b) <u>再循環系ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制 (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 (d) ほう酸水注入 (e) 制御棒挿入 (f) 原子炉压力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備 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 (1) <u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」</u>（原子炉出力） (2) <u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」</u> (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>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>対応手順書名を正確に記載 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>【要求事項】</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>【解釈】</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>【要求事項】</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>【解釈】</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1.1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、<u>設計基準事故対処設備による対応手段並びに柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}</u>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四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、<u>設計基準事故対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</u></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（電源喪失）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、<u>設計基準事故対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</u></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、<u>設計基準事故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1.1.1表に整理する。</u></p>	<p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1-1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、<u>柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}</u>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（<u>電源喪失又は計器用空気喪失</u>）は、原子炉緊急停止系の電源又はスクラム弁の制御に用いる計器用空気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1.1-1表に整理する。</p>	<p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>東二の設計基準事故対処設備による手段は、重大事故等対処設備又は自主対策設備に位置づけて整理しているため。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は設備の違いからサポート系故障として電源及び計装用空気系の喪失としている。</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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><u>i. 原子炉手動スクラム</u></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"> ・手動スクラムボタン ・原子炉モードスイッチ「停止」 ・制御棒 ・制御棒駆動機構（水圧駆動） <p>・制御棒駆動系配管</p> <p>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</p> <p><u>ii. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</u></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「<u>i. 原子炉手動スクラム</u>」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><u>i) 原子炉手動スクラム</u></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"> ・手動スクラム・スイッチ ・原子炉モード・スイッチ「停止」 ・制御棒 ・制御棒駆動機構 <p>・制御棒駆動系配管・弁</p> <p>・制御棒駆動系水圧制御ユニット</p> <p><u>ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</u></p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「<u>i) 原子炉手動スクラム</u>」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>見出し記号の附番ルールの相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。 相違理由① 相違理由①</p> <p>柏崎の制御棒駆動機構には「水圧」・「電動」があるが東二は「水圧駆動」のみであるため記載していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。 44条の記載の整理に従い記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>信号名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。 相違理由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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構（水圧駆動） ・ 制御棒駆動系配管 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 <p>(b) <u>原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</u> 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り制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ <u>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 手動スイッチ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ 制御棒駆動系配管・弁 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> <p>(b) <u>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</u> ATWSが発生した場合に、代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。</p>	<p>相違理由⑦ 東二は手動による原子炉の緊急停止操作に適合する手段として選定している。</p> <p>相違理由⑥ 相違理由⑦</p> <p>柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>相違理由① 相違理由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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） <p>・非常用交流電源設備</p> <p>(c) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</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"> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・非常用交流電源設備 	<p>代替再循環系ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により再循環系ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。再循環系ポンプが自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p> <p>再循環系ポンプの停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ・再循環系ポンプ遮断器 ・低速度用電源装置遮断器 <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p> <p>(c) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</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過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する手段がある。</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"> ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>相違理由①⑧</p> <p>東二は「代替再循環系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）の信号のみ。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>東二は再循環系ポンプを自動又は手動で停止するために必要となる設備を重大事故等対処設備として選定している。</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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。<u>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。</u></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"> ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 	<p>(d) ほう酸水注入</p> <p>A T W S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) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、A T W S発生直後に行う再循環系ポンプの停止操作及び自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後におけるサプレッション・プール水温度とする。<u>なお、不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）の発生を確認^{※2}した場合は、ほう酸水注入系を速やかに起動させることとしている。</u></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"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p><u>※2：複数の平均出力領域計装指示値が2秒～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秒～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。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</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・プール水温度による判断基準を設けている。なお、サプレッション・プール水温度の設定については、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、ほう酸水を注入することとしている。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>柏崎は高圧炉心注水配管からほう酸水を注入するため記載。東二は、ほう酸水注入系配管を使用。</p> <p>相違理由⑨</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・制御棒操作監視系 ・制御棒 ・制御棒駆動機構（電動駆動） ・非常用交流電源設備 	<p>(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又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）※3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>※3：冷温停止を達成するために必要な全制御棒を挿入しなければならない制御棒の挿入位置。</p> <p>i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</p> <p>ATWSが発生した場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・選択制御棒挿入機構 ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系配管・弁 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 	<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>設計の相違 柏崎は電動駆動による制御棒の自動挿入をするが、東二は電動駆動を有していない。</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と判断し選定。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>ii. 制御棒手動挿入</u> 中央制御室でのスクラム<u>テストスイッチ</u>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<u>電動挿入</u>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"> ・スクラム<u>テストスイッチ</u> ・原子炉緊急停止系電源スイッチ <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒 ・制御棒駆動機構（<u>水圧駆動</u>） ・制御棒駆動系配管 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット <p><u>制御棒を手動で電動挿入する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒操作監視系</u> ・<u>制御棒</u> ・<u>制御棒駆動機構（電動駆動）</u> ・<u>非常用交流電源設備</u> <p>(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 ATWSが発生した場合に，原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。</p>	<p><u>ii) 制御棒手動挿入</u> 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，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入，現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作，現場でのスクラム個別スイッチの操作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操作により制御棒を挿入する。</p> <p>制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム<u>個別スイッチ</u> ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒操作監視系</u> ・<u>スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁</u> ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系配管・<u>弁</u> ・制御棒駆動系水圧制御ユニット ・<u>非常用交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 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>相違理由⑤ 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。柏崎とは設備構成に相違がある。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥ 相違理由① 東二はヒューズ引抜き，柏崎は電源スイッチ操作によりスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断する。 柏崎は電動挿入する設備に記載</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑥ 相違理由⑦</p> <p>柏崎は電動挿入する設備に記載 相違理由⑨ 相違理由⑥ 東二は水圧駆動する設備に記載 東二は水圧駆動する設備に記載 相違理由⑥ 東二は水圧駆動する設備に記載</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・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 <p>・高圧炉心注水系</p> <p>(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉緊急停止で使用する設備のうち、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、制御棒、制御棒駆動機構（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。</p> <p>また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p>	<p>上記「(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても、原子炉出力が高い場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作にて原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより、原子炉冷却材の自然循環流量を減少させ、発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水制御系 ・給水系（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 <p>・高圧炉心スプレイ系</p> <p>(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉緊急停止で使用する設備のうち、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、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、制御棒駆動系配管・弁、制御棒駆動系水圧制御ユニット、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>相違理由①</p> <p>原子炉出力が高い場合の原子炉圧力容器内の水位低下に用いる手段としてタービン駆動給水ポンプを選定。</p> <p>東二の高圧炉心スプレイ系は柏崎の高圧炉心注水系に相当</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑨</p> <p>東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>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。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑪と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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。</p> <p>また、<u>非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p> <p>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。</p> <p>また、<u>非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p> <p>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ及び原子炉圧力容器</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>また、<u>非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・手動スクラムボタン、原子炉モードスイッチ「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が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<u>主スクラム回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</u></p>	<p>再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、<u>再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチ、再循環系ポンプ遮断器、低速度用電源装置遮断器、非常用交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチ、<u>非常用交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、<u>非常用交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・手動スクラム・スイッチ、原子炉モード・スイッチ「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が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラム・スイッチの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、<u>原子炉緊急停止系の回路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。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由①⑦ 相違理由⑦⑨ 相違理由⑩ 相違理由⑩ 相違理由⑨⑩ 相違理由⑩ 相違理由① 相違理由⑦⑨⑩ 相違理由⑩ 相違理由① 相違理由① 相違理由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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・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。</p> <p>・原子炉緊急停止系電源スイッチ 原子炉緊急停止系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <p>・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。</p>	<p>・選択制御棒挿入機構 <u>あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。</u></p> <p>・スクラム個別スイッチ 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、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緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <p>・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</p> <p>・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、<u>制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。</u></p> <p>・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 <u>全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。</u></p> <p>・制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水操作で使用する制御棒駆動系配管・弁 <u>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、全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するが、制御棒を挿入する手段として有効である。</u></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と判断し選定。</p> <p>相違理由① 東二は現場操作、柏崎は中央制御室で操作する。</p> <p>東二はヒューズ引抜き、柏崎は電源スイッチ操作によりスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断する。</p> <p>相違理由⑥ 相違理由⑥</p> <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」による制御棒の挿入手段を整備している。柏崎とは設備構成に相違がある。</p> <p>東二は「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。柏崎とは設備構成に相違がある。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・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。</p> <p>b. 手順等 上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、ATWS時における運転員による一連の対応として「<u>事故時運転操作手順書（徴候ベース）</u>（以下「EOP」という。）に定める（第1.1.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1.2表）。</p> <p>1.1.2 重大事故等時の手順 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） 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p>	<p>・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（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スプレイ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。</p> <p>b. 手順等 上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、ATWS時における運転員等※4による一連の対応として「<u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）</u>」及び「<u>AM設備別操作手順書</u>」に定める（第1.1-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整備する（第1.1-2表）。 ※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>1.1.2 重大事故等時の手順 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) <u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）</u> 原子炉制御「スクラム」（原子炉出力） 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。</p>	<p>東二は原子炉出力が高い場合の原子炉圧力容器内の水位低下に用いる手段としてタービン駆動給水ポンプを選定している。 東二の高圧炉心スプレイ系は柏崎の高圧炉心注水系に相当</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等の対応に当たることとしているため。 相違理由③ 運転員等の定義を追記。</p> <p>相違理由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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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、<u>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。</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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。</u></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、<u>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。</u></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、<u>未挿入の制御棒がペアロード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。</u></p>	<p>b. 操作手順</p> <p><u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（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、制御棒の挿入状態（全制御棒全挿入ランプの点灯等）及び原子炉出力の低下により確認する。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。</u></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。原子炉スクラムが成功していない場合は、<u>手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び手動による代替制御棒挿入機能を作動させるように指示する。</u></p> <p>②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にて確認する。</p> <p>③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、<u>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。</u></p> <p>④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」位置に切り替える。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。</u></p> <p>⑥発電長は、上記⑤の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、<u>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、運転員等に非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。</u></p>	<p>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。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①⑫</p> <p>東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由①⑬</p> <p>相違理由①⑬ 柏崎は③に記載</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。なお、柏崎は「ペアロード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>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからEOP「反応度制御」への移行まで1分以内で可能である。</u></p> <p>(2) EOP「反応度制御」</p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>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。</u></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><u>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。</u></p>	<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。</u></p> <p>(2) <u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」</u></p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p><u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（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。</u></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><u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、制御棒の挿入状態（全制御棒全挿入ランプの点灯等）及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図に、概要図を第1.1-5図及び第1.1-6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1.1-7図に、タイムチャートを第1.1-8図に示す。</u></p>	<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</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・プール水温度による判断基準を設けている。なお、サプレッション・プール水温度の設定については、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、ほう酸水を注入することとしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑯と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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</u>、並びに<u>自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作</u>を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、<u>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</u>。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、<u>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</u>。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、<u>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</u>。</p> <p>④当直副長は、<u>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</u>、並びに<u>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</u>、<u>中央制御室運転員にほう酸水注入系の起動操作</u>、<u>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</u>。同時に行うことが不可能な場合は、<u>ほう酸水注入系の起動操作</u>、<u>原子炉圧力容器内の水位低下操作</u>、<u>制御棒の挿入操作の順で優先させる</u>。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、<u>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</u>、併せて、<u>ほう酸水注入系タンク液位指示値の低下</u>、<u>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</u>。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し</u>、<u>平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は</u>、<u>再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作</u>、並びに<u>自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作</u>を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>代替再循環系ポンプトリップ機能による再循環系ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する</u>。代替再循環系ポンプトリップ機能が作動していない場合は、<u>手動操作により再循環系ポンプを停止する</u>。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する</u>。</p> <p>④発電長は、<u>再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作</u>、並びに<u>自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作が完了したことを確認し</u>、<u>運転員等にほう酸水注入系の起動操作</u>、<u>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</u>。同時に行うことが不可能な場合は、<u>ほう酸水注入系の起動操作</u>、<u>原子炉圧力容器内の水位低下操作</u>、<u>制御棒の挿入操作の順で優先させる</u>。 <u>なお、ほう酸水注入系の起動操作は、サプレッション・プール水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を確認した場合は速やかに行う。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し</u>、併せて、<u>ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下</u>、<u>平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下を確認する</u>。</p>	<p>相違理由①⑫</p> <p>相違理由①⑫⑬</p> <p>相違理由①⑬</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由①⑬⑯</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥中央制御室運転員 A は、<u>原子炉出力が 60%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は</u>、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 <u>3%以下に維持する</u>。</p> <p>原子炉出力を <u>3%以下に維持できない場合は</u>、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル <u>1.5</u>）<u>以上に維持するよう</u>原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	<p>⑥発電長は、<u>運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動する。</u></p> <p>⑧発電長は、<u>サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は</u>、運転員等にサブプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。</u></p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉出力が55%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態において原子炉出力が3%以上の場合</u>は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、<u>原子炉水位異常低下（レベル2）を下限とし</u>、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<u>平均出力領域計装指示値で3%未満に維持する</u>。</p> <p>原子炉出力を<u>3%未満に維持できない場合は</u>、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル <u>1</u>）より<u>+500mm ～ +1,500mmに維持するよう</u>に原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	<p>相違理由⑩⑥</p> <p>東二は原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮した対応手順を記載。</p> <p>相違理由⑫⑬</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、以下の操作により制御棒を挿入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉手動スクラム操作 ・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動 ・スクラムテストスイッチの操作 <p>・原子炉緊急停止系電源スイッチの操作</p> <p>・制御棒手動挿入操作(制御棒自動挿入が作動しない場合)</p> <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>⑩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を挿入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動 <p>・手動操作による選択制御棒挿入機構の作動</p> <p>・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作</p> <p>・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作</p> <p>・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作</p> <p>・原子炉スクラム・リセット後の手動操作による代替制御棒挿入機能の作動</p> <p>・原子炉スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチによるスクラム操作</p> <p>・制御棒手動挿入操作</p> <p>・制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水操作</p> <p>⑫発電長は、上記⑩の操作を実施中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜き位置（全制御棒“02”位置）まで挿入完了した場合は、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。</p> <p>制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。</p>	<p>相違理由⑬⑮</p> <p>設備の違いにより対応手段に相違がある 以降、同様の相違理由によるものは 相違理由⑰と示す。 相違理由⑰ 操作方法の相違 以降、同様の相違理由によるものは 相違理由⑱と示す。 相違理由⑮ 相違理由⑫ 柏崎は制御棒手動挿入操作に対応が含まれる 相違理由⑫ 柏崎は制御棒手動挿入操作に対応が含まれる 相違理由⑱ 相違理由⑫ 相違理由⑰ 相違理由⑭ 相違理由⑫</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止：1分以内</u> ・<u>自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動阻止：1分以内</u> ・<u>ほう酸水注入開始：1分以内</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：1分以内</u> ・<u>制御棒挿入操作開始：2分以内</u> ・<u>スクラムテストスイッチ操作完了：約7分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉緊急停止系電源スイッチ操作完了：約10分</u> 	<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替再循環系ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分以内</u> ・<u>自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作完了：2分以内</u> ・<u>ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内</u> ・<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）操作完了：15分以内</u> ・<u>原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：4分以内</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：13分以内</u> ・<u>選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：14分以内</u> ・<u>スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作完了：27分以内</u> ・<u>原子炉スクラム・リセット後の原子炉手動スクラム操作完了：23分以内</u> ・<u>原子炉スクラム・リセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：34分以内</u> ・<u>制御棒手動挿入操作開始：139分以内</u> <p><u>現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：72分以内</u> ・<u>スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：139分以内</u> ・<u>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：995分以内</u> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</u></p>	<p>相違理由⑮</p> <p>東二は現場対応があるため記載。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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1.1-9図に示す。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</p> <p>手動スクラム・スイッチの操作、原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作及び手動での代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作を実施しても発電用原子炉の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。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」に従い、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、サプレッション・プール水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、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>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①⑰</p> <p>相違理由①⑰</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑱</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</u></p> <p><u>非常用交流電源設備への燃料給油手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p> <p>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>東二は他条文で整備する左記操作が必須となるため手順のリンクを明確にしている。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，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処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，手順書一覧（1/3） （フロントライン系故障時）					<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し，備考に理由を記載しているため下線を省略。</p> <p>柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載。</p> <p>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）ではなく重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>（以下，第1.1-1表は同様。）</p>		
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動	手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構（水圧駆動） 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）	原子炉緊急停止系	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）	
			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	重大事故等対処設備								
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）								
		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	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「反応度制御」	重大事故等 対処設備	重大事故等 対処設備	再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等 対処設備	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）								
			自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等 対処設備								
原子炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等 対処設備	非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	重大事故等 対処設備	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	自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備 燃料給油設備 ※3	重大事故等 対処設備	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」		
	非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）										
※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。					※1：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。					東二は再循環系ポンプを自動又は手動で停止するために必要となる設備を重大事故等対処設備として選定している。		
※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。					※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。					※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。							
※4：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。												

柏崎刈羽原子力発電所／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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2） （フロントライン系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（2/3） （フロントライン系故障時）							
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	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	手順書			
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	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	ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク※3 ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」	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と判断し選定。	
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）								
		制御棒自動挿入 （電動挿入）	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）※2，※3 制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構（電動駆動） 非常用交流電源設備	自主対策設備	— ※4			選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」		東二は「スクラム・個別スイッチの操作」による制御棒の挿入手段を整備している。柏崎とは設備構成に相違がある。
		制御棒手動挿入 （水圧挿入）	スクラムテストスイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構（水圧駆動） 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「反応度制御」			スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 AM設備別操作手順書		
		制御棒手動挿入 （電動挿入）	制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構（電動駆動） 非常用交流電源設備	自主対策設備				スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「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	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										
<small>※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3：代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入機能がある。 ※4：制御棒自動挿入は，運転員による操作不要の制御棒挿入機能である。</small>					<small>※1：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。 ※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</small>							

柏崎刈羽原子力発電所／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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考		
対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）								
（フロントライン系故障時）								
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	対応手段	対処設備	手順書	（手動操作による制御棒挿入）	制御棒操作監視系 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」
					（計器用空気系の排気操作）	制御棒 制御棒駆動機構 スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 AM設備別操作手順書
					（引抜配管ベント弁からの排水操作）	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 AM設備別操作手順書
					（原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制）	給水制御系 給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」
※1：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。 ※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。								

柏崎の「制御棒手動挿入」に係る記載は，ページ24に記載。
 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。

東二は現場対応操作「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手段を整備している。柏崎とは設備構成に相違がある。

東二は現場対応操作「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。柏崎とは設備構成に相違がある。

柏崎の「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」に係る記載は，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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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となる監視項目</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（微候ベース） 「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> </tr> <tr> <td>スクラム要素</td> </tr> <tr> <td>プラント停止状態</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="3"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「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> </tr> <tr> <td>原子炉出力</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となる監視項目	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（微候ベース） 「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	スクラム要素	プラント停止状態	原子炉出力	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「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	原子炉出力	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%;">対応手段</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要なとなる監視項目</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（微候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「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>原子炉スクラム発生の有無</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム要素</td> </tr> <tr> <td>プラント停止状態</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2"> 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「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 </td> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">操作</td> <td>プラント停止状態</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料1.1.3参照。</p>	対応手段	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	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（微候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）			非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	原子炉スクラム発生の有無	原子炉スクラム要素	プラント停止状態	原子炉出力	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「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	操作	プラント停止状態	原子炉出力	<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略。 柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載。 (以下、第1.1-2表は同様。)</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	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（微候ベース） 「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																																	
		スクラム要素																																	
		プラント停止状態																																	
		原子炉出力																																	
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「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																																	
		原子炉出力																																	
		起動領域モニタ																																	
対応手段	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	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（微候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）																																			
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	原子炉スクラム発生の有無																																	
		原子炉スクラム要素																																	
		プラント停止状態																																	
		原子炉出力																																	
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「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	操作	プラント停止状態																																	
		原子炉出力																																	

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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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）	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			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	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	
		RIP-ASD 受電遮断器開放状態		RIP-ASD 受電遮断器表示灯		
	操作	原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態 原子炉出力	操作	再循環系ポンプ運転状態 原子炉出力	再循環系ポンプ表示灯 平均出力領域計装 起動領域計装	
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	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	
		操作		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
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	操作	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の 起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能起動 阻止状態表示灯	
		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		
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	原子炉出力	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）		
		原子炉圧力容器への注水量		給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系(B)系統流量 高压炉心注水系(C)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 高压炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高压炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力		
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作	プラント停止状態	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装 局所出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位	
		原子炉出力		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ		
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	操作	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量	
		原子炉出力		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ		
			※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。			

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、サブプレッション・プール水温度による判断基準を設けている。なお、サブプレッション・プール水温度の設定については、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、ほう酸水を注入することとしている。

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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考
監視計器一覧（3／3）				
	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）	
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」				
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「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	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	柏崎の「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」に係る監視計器は、ページ27に記載。
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量	
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	柏崎の「代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）」に係る監視計器は、ページ27に記載。
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	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。柏崎は水圧駆動と電動駆動による挿入手段がある。
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	柏崎の「制御棒手動挿入」に係る監視計器は、ページ27に記載。
		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装	
		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	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	
※1：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料1.1.3参照。				

【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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p style="text-align: center;">原子炉緊急停止失敗</p> <p>注：APRM高(中性子束)、APRM高(熱流束相当)、原子炉閉鎖短、炉心流量急減については、核計装盤でスクラム信号を発信する。また、それら以外のスクラム信号はRPS盤でスクラム信号を発信する。</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <p>注：APRM高(中性子束)、APRM高(熱流束相当)、原子炉閉鎖短、炉心流量急減については、核計装盤でスクラム信号を発信する。また、それら以外のスクラム信号はRPS盤でスクラム信号を発信する。</p>	<p>備考</p> <p>柏崎との相違箇所については本文に記載しているため下線を省略。柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載。(以下、図は同様。)</p>

第 1.1.1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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 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> <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="12" style="text-align: center; vertical-align: middle;">原子炉緊急停止失敗 CRIによる原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="12" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運転時の異常な過渡変化</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="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">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 rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">スクラム弁故障</td> <td>HCU機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>HCU充てん水圧力低下</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">スクラム電気系故障</td> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">スクラムパイロット電磁弁故障</td> <td>HCU弁故障</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> </tr> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">自動スクラム信号喪失</td> <td>CRDポンプ故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RPS警故障</td> <td>プロセス計装盤故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">枝計装盤故障</td> <td>計器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>駆動源喪失(DC電源)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>										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 CRIによる原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化	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	HCU機能喪失					HCU充てん水圧力低下					スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障	HCU弁故障					HCU配管故障					自動スクラム信号喪失	CRDポンプ故障					RPS警故障	プロセス計装盤故障				枝計装盤故障	計器故障				駆動源喪失(DC電源)			
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 CRIによる原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化	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	HCU機能喪失																																																																									
				HCU充てん水圧力低下																																																																									
		スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障	HCU弁故障																																																																									
				HCU配管故障																																																																									
			自動スクラム信号喪失	CRDポンプ故障																																																																									
				RPS警故障	プロセス計装盤故障																																																																								
				枝計装盤故障	計器故障																																																																								
					駆動源喪失(DC電源)																																																																								
		<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>第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）</p>																																																																											

柏崎は先行PWRとの比較のため補足を作成しており、東二は柏崎との比較となるため補足は作成していない。

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：1.1 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="124 365 934 1780" style="border: 1px solid black; height: 674px; width: 273px;"></div> <p data-bbox="943 600 982 1541" style="text-align: center;">第1.1.2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p>	<div data-bbox="1466 483 2128 1801" style="border: 1px solid black; height: 628px; width: 223px;"></div> <p data-bbox="2139 495 2228 1793" style="text-align: center;">第1.1-2図 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）における発電用原子炉の緊急停止 対応フロー</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																		
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <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: 55%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 15%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">EOP「スクラム」</td> <td rowspan="10">中央制御室運転員A 1</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td rowspan="10"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">4</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">5</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">6</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">7</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">9</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">10</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 50%; padding-left: 10px;"> <p>60秒 EOP「反応度制御」へ移行</p> <p>▼ 事象発生</p> <p>スクラム成立の確認</p> <p>手動スクラム、手動による代替制御棒挿入</p> <p>原子炉モードスイッチ「停止」位置切替え</p> <p>全制御棒全挿入状況確認</p> <p>制御棒挿入状況確認(制御棒1本又は2本はベアロッド1組より多くの制御棒が挿入)</p> <p>EOP 原子炉制御「反応度制御」へ移行</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">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>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	EOP「スクラム」	中央制御室運転員A 1	1		2	3	4	5	6	7	8	9	10	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <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: 55%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 15%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)</td> <td rowspan="10">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td rowspan="10"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">4</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">5</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">6</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">7</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">8</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">9</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">10</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 50%; padding-left: 10px;"> <p>2分 「反応度制御」へ移行判断</p> <p>原子炉自動スクラム失敗の確認</p> <p>手動スクラム・モードスイッチによる原子炉手動スクラム操作</p> <p>原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え</p> <p>代替制御棒挿入機による制御棒緊急挿入操作</p> <p>反応度制御へ移行判断</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.1-3 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力) タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1		2	3	4	5	6	7	8	9	10	<p>備考</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																	
EOP「スクラム」	中央制御室運転員A 1	1																																		
		2																																		
		3																																		
		4																																		
		5																																		
		6																																		
		7																																		
		8																																		
		9																																		
		10																																		
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																	
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																		
		2																																		
		3																																		
		4																																		
		5																																		
		6																																		
		7																																		
		8																																		
		9																																		
		10																																		

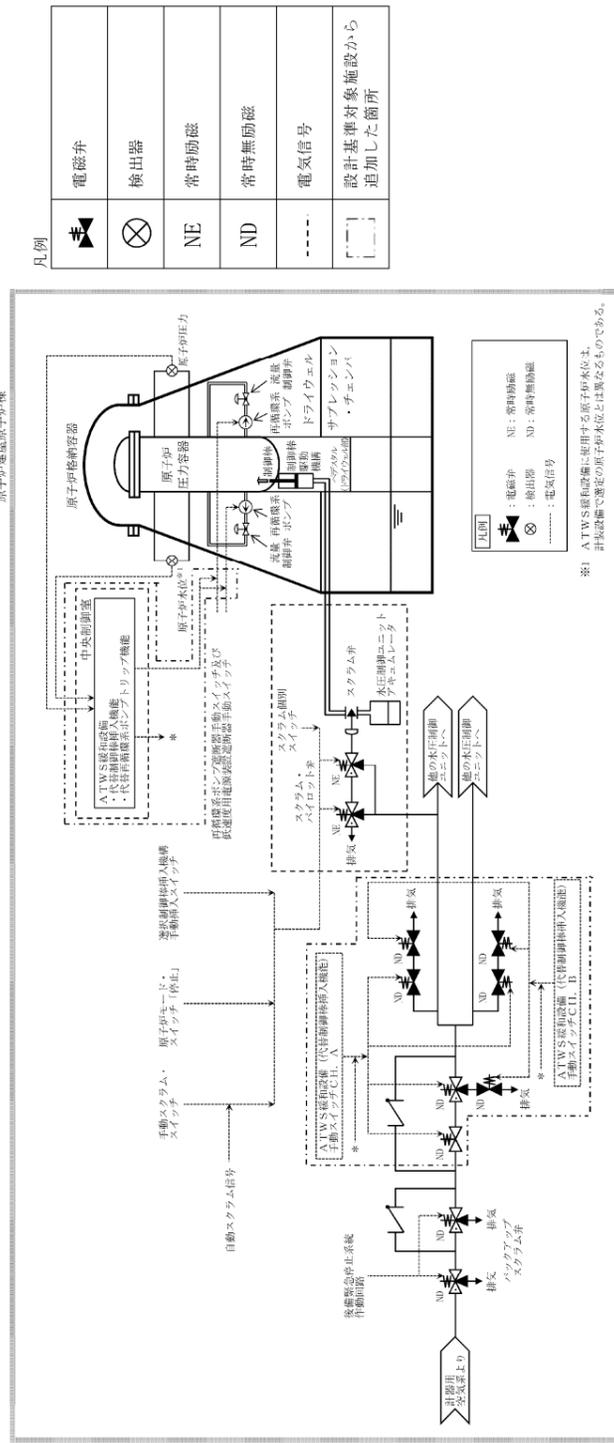
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="136 390 1032 1801" style="border: 1px solid black; height: 672px; width: 302px; 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>	<div data-bbox="1576 369 2353 1780" style="border: 1px solid black; height: 672px; width: 262px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1.1-4図 非常時運転手順書II（微候ベース）「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 style="text-align: center;">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】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p>  <p style="text-align: right;">凡例</p> <table border="1" style="float: right; margin-left: 20px;"> <tr> <td></td> <td>電磁弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>検出器</td> </tr> <tr> <td>NE</td> <td>常時励磁</td> </tr> <tr> <td>ND</td> <td>常時無励磁</td> </tr> <tr> <td>---</td> <td>電気信号</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> <p style="font-size: small;">※1 A-TWS緩和設備に使用する原子炉水位は、計装設備で測定した原子炉水位とは異なるものである。</p>		電磁弁		検出器	NE	常時励磁	ND	常時無励磁	---	電気信号	[]	設計基準対象施設から追加した箇所	<p style="text-align: center;">備考</p> <p>東二はA-TWS緩和設備概要図を記載。</p>
	電磁弁													
	検出器													
NE	常時励磁													
ND	常時無励磁													
---	電気信号													
[]	設計基準対象施設から追加した箇所													

第1.1-5図 A-TWS緩和設備概要図

【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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<p style="text-align: center;">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> <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>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>	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	<p style="text-align: center;">第 1.1-6 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図</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>⑤※1, ⑤※2</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※3, ⑤※4</td> <td>ほう酸水注入系蒸気破弁</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>	操作手順	弁名称	⑤※1, ⑤※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑤※3, ⑤※4	ほう酸水注入系蒸気破弁	<p style="text-align: center;">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													
操作手順	弁名称													
⑤※1, ⑤※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁													
⑤※3, ⑤※4	ほう酸水注入系蒸気破弁													

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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1430 401 2258 1297" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1478 1318 2190 1348" style="text-align: center;">注：S L C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="1359 1432 2320 1465" style="text-align: center;">第 1.1-7 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="2448 361 2843 436">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」</p> <p data-bbox="2448 499 2843 970">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，サブプレッション・プール水温度による判断基準を設けている。なお，サブプレッション・プール水温度の設定については，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，ほう酸水を注入することとしている。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																											
<p style="text-align: center;">EOP「スクラム」より導入</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">手順の項目</th> <th style="width: 10%;">要員(数)</th> <th style="width: 80%;">経過時間(分)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">EOP「反応度制御」</td> <td style="text-align: center;">中央制御室運転員A</td> <td> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> 原子炉冷却材循環ポンプ停止 自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動停止 ほうげん水注入系起動(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは未挿入の制御棒を16ステップ以下まで挿入完了)まで運転継続 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位低レベル1以上の以上を維持) 原子炉手動スクラム 手動による代替制御棒挿入 制御棒駆動挿入(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは16ステップ以下まで挿入完了するまで継続) </div> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">中央制御室運転員B</td> <td> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div> </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">要員(数)</td> <td> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> EOP「スクラム」より導入 </div> </div> </td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	EOP「反応度制御」	中央制御室運転員A	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> 原子炉冷却材循環ポンプ停止 自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動停止 ほうげん水注入系起動(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは未挿入の制御棒を16ステップ以下まで挿入完了)まで運転継続 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位低レベル1以上の以上を維持) 原子炉手動スクラム 手動による代替制御棒挿入 制御棒駆動挿入(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは16ステップ以下まで挿入完了するまで継続) </div> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div>	中央制御室運転員B	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div>	要員(数)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> EOP「スクラム」より導入 </div> </div>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">手順の項目</th> <th style="width: 10%;">要員(数)</th> <th style="width: 80%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">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> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td> 代替制御棒挿入(スクラム)による 代替制御棒挿入(ポンプトリップ機能の再始動) 自動減圧系及び過時自動減圧機能の再開始動作 ほうげん水注入系の起動操作 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%未満を維持する。維持できない場合は、原子炉水位を原子炉水位異常低レベル1) - 500sec - 1,500sec に維持) </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td> 制御棒挿入(サブプレッシャー・フォーム) 常態化)操作 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">手順の項目</th> <th style="width: 10%;">要員(数)</th> <th style="width: 80%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)</td> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td> 原子炉スクラム・リセット操作 原子炉スクラム・リセット後の原子炉スクラム操作 原子炉スクラム・リセット操作 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 原子炉スクラム・リセット操作 </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (規程)</td> <td> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作 移動 </td> <td style="text-align: center;">※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">手順の項目</th> <th style="width: 10%;">要員(数)</th> <th style="width: 80%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)</td> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td> 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 代替制御棒挿入機能による原子炉出力抑制操作 スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作 </td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">運転員等 (当直運転員) (規程)</td> <td> スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作 移動 </td> <td style="text-align: center;">※1</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※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配管ベント弁からの排水操作を実施する。</p> </div>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	代替制御棒挿入(スクラム)による 代替制御棒挿入(ポンプトリップ機能の再始動) 自動減圧系及び過時自動減圧機能の再開始動作 ほうげん水注入系の起動操作 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%未満を維持する。維持できない場合は、原子炉水位を原子炉水位異常低レベル1) - 500sec - 1,500sec に維持)		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	制御棒挿入(サブプレッシャー・フォーム) 常態化)操作		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	原子炉スクラム・リセット操作 原子炉スクラム・リセット後の原子炉スクラム操作 原子炉スクラム・リセット操作 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 原子炉スクラム・リセット操作		運転員等 (当直運転員) (規程)	スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作 移動	※1	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 代替制御棒挿入機能による原子炉出力抑制操作 スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作		運転員等 (当直運転員) (規程)	スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作 移動	※1	<p style="text-align: center;">備考</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																																											
EOP「反応度制御」	中央制御室運転員A	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> 原子炉冷却材循環ポンプ停止 自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動停止 ほうげん水注入系起動(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは未挿入の制御棒を16ステップ以下まで挿入完了)まで運転継続 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位低レベル1以上の以上を維持) 原子炉手動スクラム 手動による代替制御棒挿入 制御棒駆動挿入(制御棒をベアロッド1組以下まで若しくは16ステップ以下まで挿入完了するまで継続) </div> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div>																																											
	中央制御室運転員B	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> スクラム個別スイッチによる制御棒挿入 原子炉緊急停止系電源スイッチによる制御棒挿入 </div> </div>																																											
	要員(数)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100px; border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-bottom: 1px solid black; padding: 2px;"> EOP「スクラム」より導入 </div> </div>																																											
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																										
非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	代替制御棒挿入(スクラム)による 代替制御棒挿入(ポンプトリップ機能の再始動) 自動減圧系及び過時自動減圧機能の再開始動作 ほうげん水注入系の起動操作 原子炉圧力容器内の水位低下操作(出力3%未満を維持する。維持できない場合は、原子炉水位を原子炉水位異常低レベル1) - 500sec - 1,500sec に維持)																																											
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	制御棒挿入(サブプレッシャー・フォーム) 常態化)操作																																											
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																										
非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	原子炉スクラム・リセット操作 原子炉スクラム・リセット後の原子炉スクラム操作 原子炉スクラム・リセット操作 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 原子炉スクラム・リセット操作																																											
	運転員等 (当直運転員) (規程)	スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作 移動	※1																																										
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																										
非常時運転手順書II (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」 (スクラム異常時の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 代替制御棒挿入機能による原子炉出力抑制操作 スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作																																											
	運転員等 (当直運転員) (規程)	スクラム・パイロット弁電磁器用ヒューズ引抜き操作 移動	※1																																										

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

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

柏崎刈羽原子力発電所／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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>東海第二</p> <p>第 1.1-9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p> <p>※2：制御棒の挿入操作により全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入できない場合は、ほう酸水注入系起動によるほう酸水注入を行う。</p>	<p>備考</p>

1.1 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	設備名称の相違
1	相違理由②	対应手順書名を正確に記載
4	相違理由③	図表番号の附番ルールの相違
4	相違理由④	東二の設計基準事故対処設備による手段は、重大事故等対処設備又は自主対処設備に位置づけて整理しているため。
5	相違理由⑤	見出し記号の附番ルールの相違
5	相違理由⑥	柏崎の制御棒駆動機構には「水圧」・「電動」があるが東二は「水圧駆動」のみであるため記載していない。
5	相違理由⑦	44条の記載の整理に従い記載している。
5	相違理由⑧	信号名称の相違
6	相違理由⑨	柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。
11	相違理由⑩	東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。
11	相違理由⑪	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。
15	相違理由⑫	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。
15	相違理由⑬	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
15	相違理由⑭	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。 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。
16	相違理由⑮	設備及び体制の違いによる記載内容の相違
16	相違理由⑯	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、サブレーション・プール水温度による判断基準を設けている。なお、サブレーション・プール水温度の設定については、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、ほう酸水を注入することとしている。
19	相違理由⑰	設備の違いにより対応手段に相違がある
19	相違理由⑱	操作方法の相違

柏崎刈羽原子力発電所／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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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発電用原子炉の冷却</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) 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>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</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自主対策設備</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自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <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>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発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 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>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備</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</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自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <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>東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>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<u>原子炉隔離時冷却系</u>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. <u>可搬型直流電源設備</u>による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>c. <u>直流給電車</u>による原子炉隔離時冷却系への給電</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<u>高圧代替注水系</u>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. <u>代替直流電源設備</u>による原子炉隔離時冷却系への給電</p>	<p>柏崎は審査基準である原子炉隔離時冷却系を選定している。</p> <p>東二は原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する設備として高圧代替注水系を選定している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>東二は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」にて重大事故等対処設備として可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器にて直流母線に直接給電出来る手段を整理している。</p> <p>このため、直流給電車は整備しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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. <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.4 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</u></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>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<u>水圧</u>系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.4 <u>設計基準事故対処設備を使用した対応手順</u></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<u>スプレイ</u>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>相違理由③</p> <p>東二は代替電源の容量及び電源系統構成の違いから、緊急注水手順は整備しない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。 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。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>【要求事項】 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>【解釈】 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。 （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。 a) 可搬型重大事故防止設備 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。 b) 現場操作 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。 ※：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>【要求事項】 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>【解釈】 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。 （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。 a) 可搬型重大事故防止設備 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。 b) 現場操作 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。 ※：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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c) 監視及び制御</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>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）</p> <p>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）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>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）</p>	<p>c) 監視及び制御</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>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）</p> <p>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）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>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）</p>	<p>相違理由③</p> <p>東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、発電用原子炉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。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、<u>これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが</u> 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1.2.1図）。</p> <p>また、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監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備、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処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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、発電用原子炉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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、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1.2-1図）。</p> <p>また、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監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備、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処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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>相違理由③</p> <p>相違理由⑥</p> <p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>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>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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サプレッション・チェンバ <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>設計基準事故対処設備</u>である原子炉隔離時冷却系又は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、<u>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付け、重大事故等の対処に用いる。</u>なお、<u>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。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却^{※2}で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> ・サプレッション・チェンバ <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>相違理由③⑥</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。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。</p> <p>東二は注水ラインとして原子炉隔離時冷却系のヘッドスプレイノズルを使用していることを注記している。</p> <p>柏崎は給水系のスパージャを使用している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>柏崎は重大事故等時の対処に用いる水源は復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを用いる。</p> <p>東二はサプレッション・チェンバ水源は同等であるが、復水貯蔵タンクは耐震が確保されていないため自主対策設備とし、重大事故等時の水源としては期待しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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>・直流125V蓄電池A</p> <p>・直流125V充電器A</p> <p>また、<u>上記直流125V充電器A</u>への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <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> <p>・高圧炉心注水系ポンプ</p> <p>・復水貯蔵槽</p> <p>・サプレッション・チェンバ</p> <p>・高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ</p> <p>・復水補給水系配管</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・原子炉補機冷却系</p> <p>・非常用交流電源設備</p>	<p>・原子炉圧力容器</p> <p>・<u>所内常設直流電源設備</u></p> <p>※2：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</p> <p>また、<u>所内常設直流電源設備</u>への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>高圧炉心スプレイ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> <p>・高圧炉心スプレイ系ポンプ</p> <p>・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u></p> <p>・サプレッション・チェンバ</p> <p>・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p>	<p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は高圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水として高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系より直接海水を送水する。柏崎は原子炉補機冷却系にて熱交換された淡水を送水する。</p> <p>相違理由⑩</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・高圧代替注水系ポンプ 	<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スプレイ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スプレイ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^{※3}する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） 	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>見出し記号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・<u>復水貯蔵槽</u></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>・<u>復水補給水系配管</u></p> <p>・高圧炉心注水系配管・弁</p> <p>・<u>残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</u></p> <p>・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u></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>・<u>サブプレッション・チェンバ</u></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>・高圧炉心<u>スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u></p> <p>・<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u></p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・常設代替直流電源設備</p> <p>・可搬型代替直流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>※3：<u>高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u></p>	<p>高圧代替注水系の水源として柏崎は復水貯蔵槽を用い給水系配管から注水する。</p> <p>東二は高圧炉心スプレイ系入口ラインをサクションとしたサブプレッション・チェンバを用い原子炉隔離時冷却系配管から注水する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由③⑬</p> <p>柏崎は6号炉と7号炉で注水系の接続先に違いがあるため記載</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>ii.</u> 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 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> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ <p>・<u>復水貯蔵槽</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<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> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p><u>ii)</u> 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 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> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u> <p>・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u></p> <p>・<u>サプレッション・チェンバ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保している。よって、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑪</p> <p>柏崎は6号炉と7号炉で注水系の接続先に違いがあるため記載</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>45条の記載の整理に従い記載している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・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）</p> <p>・給水系配管・弁・スパージャ ・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>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 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、<u>復水貯蔵槽</u>、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、<u>復水補給水系配管</u>、高圧炉心注水系配管・弁、<u>残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</u>、<u>給水系配管・弁・スパージャ</u>、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>・<u>第二代替交流電源設備</u> 耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p>	<p>・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</p> <p>・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器</p> <p>※4：高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備 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、<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u>、<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u>、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>、<u>サプレッション・チェンバ</u>、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、<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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スプレイ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>相違理由⑬ 相違理由⑬⑬ 柏崎は6号炉と7号炉で注水系の接続先に違いがあるため記載 相違理由⑨ 相違理由⑨ 柏崎は6号炉と7号炉で注水系の接続先に違いがあるため記載 相違理由① 相違理由③⑧⑩⑮ 相違理由⑩ 相違理由③⑩ 相違理由③⑩ 相違理由③ 相違理由⑩ 相違理由③ 相違理由① 相違理由① 相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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><u>排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>水中ポンプ</u> ・ <u>ホース</u> ・ <u>仮設発電機</u> ・ <u>燃料補給設備</u> <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、<u>可搬型直流電源設備及び直流給電車</u>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、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により<u>充電器</u>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"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ <p>・ <u>復水貯蔵槽</u></p>	<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又は代替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又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち<u>直流125V充電器</u>に給電し、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^{※6}する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ <u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> 	<p>相違理由②</p> <p>相違理由③ 相違理由③④</p> <p>相違理由⑫ 相違理由③⑭</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑩</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・<u>所内蓄電式直流電源設備</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>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><u>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</u> 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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・サブプレッション・チェンバ 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>※6：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備へ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><u>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</u> 可搬型代替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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・チェンバ 	<p>相違理由⑩ 相違理由⑨ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑪ 相違理由⑨</p> <p>相違理由③、記載表現の相違 東二はサブプレッション・チェンバを水源とした内部水源による循環のため、補給の必要なし。</p> <p>柏崎は復水貯蔵槽を使用するため、補給が可能。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由③⑫ 相違理由③ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑩</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・可搬型直流電源設備 <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>iii. <u>直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u> <u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・直流給電車及び電源車 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 <p>※7：<u>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u></p> <p>なお、可搬型代替直流電源設備へ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>相違理由⑩ 相違理由⑨ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑮ 相違理由③ 相違理由⑪ 相違理由⑨</p> <p>相違理由③⑮，記載表現の相違</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>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。</u></p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>復旧にて使用する設備のうち、<u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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、発電用原子炉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><u>高圧代替注水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、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）、サブプレッション・チェンバ、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。</u></p> <p>復旧にて使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）、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、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、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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、発電用原子炉を冷却することができる。</p>	<p>相違理由④</p> <p>相違理由① 相違理由②⑩⑮ 相違理由⑧⑮ 相違理由② 相違理由②</p> <p>相違理由② 相違理由⑮ 相違理由⑥⑮</p> <p>相違理由⑧⑩ 相違理由⑮</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑮ 相違理由⑥⑮</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・排水設備 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。 ・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。 ・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>c. 監視及び制御 (a) 監視及び制御 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高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。</p>	<p>c. 監視及び制御 (a) 監視及び制御 上記「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高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二の監視及び制御は審査基準の要求事項である全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時を想定し「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」のみを選定する。</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>さらに、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制御する手段がある。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"> ・原子炉水位（<u>狭帯域</u>、<u>広帯域</u>、燃料域，SA） <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・<u>復水貯蔵槽水位</u> ・<u>復水貯蔵槽水位（SA）</u> <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"> ・原子炉水位（<u>狭帯域</u>、<u>広帯域</u>、燃料域，SA） <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬式原子炉水位計</u> <ul style="list-style-type: none"> ・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<u>吸込</u>圧力 	<p>さらに、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制御する手段がある。監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。<u>なお、現場計器については、S_S機能維持を担保する設計である。</u></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"> ・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA<u>広帯域</u>，SA<u>燃料域</u>） <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・<u>サプレッション・プール水位</u> <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"> ・原子炉水位（<u>広帯域^{*8}</u>，<u>燃料域^{*8}</u>，SA<u>広帯域^{*8}</u>，SA<u>燃料域^{*8}</u>） <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧代替注水系系統流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型計測器</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設</u>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 ・<u>常設</u>高圧代替注水系ポンプ<u>入口</u>圧力 	<p>東二の現場計器はS_S機能維持を担保する設計である旨を記載</p> <p>相違理由② 柏崎の狭帯域は全交流電源及び常設直流電源喪失時においても電源を確保することが可能であるが、東二は電源が確保できないことから自主対策設備として選定しない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>相違理由⑬ 相違理由⑬</p> <p>東二は現場監視可能を注記 相違理由⑱ 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水状態を監視する。 柏崎は、可搬式原子炉水位計により、原子炉への注水状態を監視する。 相違理由③</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） ・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 ・可搬型回転計 <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），<u>原子炉水位（SA）</u>，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），<u>高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が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，<u>自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>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</u> <p><u>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。</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>※8：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。</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備</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），<u>原子炉水位（SA広帯域）</u>，<u>原子炉水位（SA燃料域）</u>，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），<u>高圧代替注水系系統流量，サプレッション・プール水位，可搬型計測器，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及び高圧代替注水系タービン排気圧力</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が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>相違理由②</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> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②③</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付ける。</p> <p>柏崎は左記計器を自主対策設備と位置付ける。</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・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・スパーージャ 	<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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水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、ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧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、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに水を補給することで、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圧力容器への注水を継続する。</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"> ・ほう酸水注入ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③⑤</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由③</p> <p>柏崎は複数の補給手段を選定しているが、東二は純水系のみでの補給となる。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>東二は純水系のみでの補給となるため、容量の多いほう酸水貯蔵タンクを水源として選定。テストタンクは容量が小さく水張りによる注水の継続性がないこと及び溢水のリスクを考慮し、自主対策設備に選定しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑲と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱</p> <p>柏崎は高圧炉心注水配管からほう酸水を注入する。東二は、ほう酸水注入系配管を使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <p>ii. 制御棒駆動系による進展抑制 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>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"> ・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 <p>・第二代替交流電源設備</p> <p>iii. 高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制 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"> ・純水系 ・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 ・燃料給油設備 <p>ii) 制御棒駆動水圧系による進展抑制 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圧力容器への注水を実施する。</p> <p>制御棒駆動水圧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"> ・制御棒駆動水ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・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 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は非常用交流電源設備による電源確保が可能な場合に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行うこととしている。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・高圧炉心注水系ポンプ</p> <p>・復水貯蔵槽</p> <p>・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</p> <p>・復水補給水系配管</p> <p>・原子炉圧力容器</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>(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。</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> <p>・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）</p> <p>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。</p> <p>・制御棒駆動系</p> <p>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。</p>	<p>東海第二</p> <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、ほう酸水注入ポンプ、逃がし安全弁（安全弁機能）、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、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、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> <p>・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）</p> <p>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、加えてほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、純水系からほう酸水貯蔵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。</p> <p>・制御棒駆動水圧系</p> <p>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。</p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③⑧</p> <p>相違理由③⑩</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱⑲</p> <p>相違理由③⑱⑲</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・高圧炉心注水系 <u>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。</u></p> <p>・第二代替交流電源設備 <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>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. 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、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。）、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>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. 監視及び制御」、 「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、運転員等^{※9}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Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」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>※9 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>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑭</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。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。 整備する対応手順書名の相違 相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>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、<u>復水貯蔵槽</u>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 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>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スプレイ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、<u>サブプレッション・チェンバ</u>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<u>広帯域</u>、<u>SA燃料域</u>）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スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>中央制御室運転員</u>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、<u>当直副長</u>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<u>過酷事故時蒸気止め弁</u>を全閉とする。</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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>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運転員等は中央制御室にて、<u>高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水に必要な原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の電源の受電操作を実施する。</u></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て確認する。</p> <p>④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の系統構成として、<u>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉の確認及び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の全開操作を実施し、<u>発電長</u>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。</u></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<u>S A蒸気止め弁</u>を全閉とする。</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。以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由⑦ 相違理由⑫⑭</p> <p>東二は必要な電源の受電操作を記載 東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。 監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。 東二は本項②操作により電源が確保されたことを記載 相違理由⑫ 相違理由⑫⑭⑯</p> <p>系統構成の違い 相違理由⑫</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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。</u></p> <p>⑦当直長は、<u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員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。</u></p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 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、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 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。 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>⑤発電長は、<u>運転員等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。</u></p> <p>⑥運転員等は<u>中央制御室にて、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常設高圧代替注水系ポンプを起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑦運転員等は<u>中央制御室にて、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発電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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）2名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10分以内で可能である。</u></p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 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スプレイ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、<u>サブレーション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 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広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。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。 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>相違理由⑫⑰⑳</p> <p>相違理由③⑫⑰⑱㉓ 東二は設備名を記載し、柏崎は系統名を記載している。</p> <p>相違理由⑫⑰⑱㉓ 相違理由㉔</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由㉔ 相違理由㉔ 相違理由㉔</p> <p>相違理由③ 相違理由⑩ 相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 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 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>(a) 手順着手の判断基準 給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，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 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1.2-6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の接続を実施し，発電長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，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原子炉棟地下1階（管理区域）の高圧代替注水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高圧代替注水系起動の系統構成として，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とともに，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全開操作し，発電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SA蒸気止め弁を全閉とする。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由㉑㉒㉓</p> <p>相違理由③㉒</p> <p>相違理由㉑㉒</p> <p>相違理由㉑㉒㉓</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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 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>⑤発電長は、運転員等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。</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。また、可搬型計測器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、発電長に作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器による原子炉水位指示値及び高圧代替注水系系統流量の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを発電長に報告するとともに、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現場手動操作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、中央制御室にて可搬型計測器による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により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、原子炉圧力容器の水位を制御する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>相違理由②①②②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②①②②③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②①②②③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は本項⑥手順で報告</p> <p>相違理由①⑥</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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1.2-16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スプレイ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>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>相違理由⑦ 相違理由⑦ 相違理由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。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>a. 現場手動操作による<u>原子炉隔離時冷却系</u>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<u>原子炉隔離時冷却系</u>を起動し、<u>復水貯蔵槽</u>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、<u>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。</u></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>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<u>高圧代替注水系</u>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圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持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<u>高圧代替注水系</u>を起動し、<u>サブプレッション・チェンバ</u>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広帯域、SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。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スプレイ系での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、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>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による<u>原子炉隔離時冷却系起動手順</u>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<u>原子炉隔離時冷却系起動の準備開始</u>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<u>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</u>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<u>原子炉隔離時冷却系起動の系統構成</u>として、原子炉隔離時冷却系注入弁を現場操作用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よる<u>原子炉隔離時冷却系起動の準備完了</u>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<u>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</u>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>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による<u>高圧代替注水系起動手順</u>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1.2-6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、運転員等に現場手動操作による<u>高圧代替注水系起動の準備開始</u>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の接続を実施し、発電長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、<u>高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されている</u>ことを原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）の<u>高圧代替注水系タービン入口圧力指示値が規定値以上</u>であることにより確認する。</p> <p>④運転員等は<u>原子炉建屋原子炉棟にて</u>、現場手動操作による<u>高圧代替注水系起動の系統構成</u>として、<u>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とともに</u>、<u>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全開操作</u>し、<u>発電長に現場手動操作による原子炉圧力容器への注水の準備完了</u>を報告する。</p> <p>なお、<u>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</u>、<u>原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁を閉とする</u>。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に現場手動操作による<u>高圧代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始</u>を指示する。</p>	<p>柏崎は表題を記載 相違理由②②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②③⑫⑮⑳㉑㉒㉓ 相違理由③②</p> <p>相違理由②⑫⑮⑳㉑㉒㉓ 相違理由②②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑫⑮⑳㉑㉒㉓ 系統構成の違い 相違理由②② 相違理由②③ 相違理由② 東二は駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合の手順を記載 相違理由②⑫⑮⑳㉑㉒</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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インド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>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで58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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由①②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②①②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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（<u>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</u>）が枯渇する前に常設代替交流電源設備、<u>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</u>、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（<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>冷却モード）が機能喪失している場合、<u>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。</u></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<u>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</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、<u>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</u>が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(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<u>直流125V充電器に給電し</u>、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（<u>サプレッション・プール</u>冷却系）が機能喪失し、<u>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る場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</u></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所内常設直流電源設備の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、<u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車</u>が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>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</u>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><u>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</u>は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	<p>相違理由③ 相違理由③ 相違理由③④</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・チェンバ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>相違理由③ 相違理由③</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. <u>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</u></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（<u>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</u>）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（<u>サプレッション・チェンバ・プール冷却モード</u>）が機能喪失している場合、<u>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。</u></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<u>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</u>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>b. <u>代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</u></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（<u>サプレッション・プール冷却系</u>）が機能喪失し、<u>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る場合、原子炉圧力容器への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</u></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<u>所内常設直流電源設備の蓄電池</u>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>可搬型代替直流電源設備に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由③</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・チェンバ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>相違理由③</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性 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>c. <u>直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u> 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。 なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（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、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) <u>手順着手の判断基準</u> 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) <u>操作手順</u> 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) <u>操作の成立性</u> 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>(c) 操作の成立性 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>相違理由③</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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><u>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。</u></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、<u>原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</u></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、<u>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原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>代替交流電源設備による給電ができない場合は、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原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p><u>代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は、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。</u></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1.2-16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が喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源喪失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スプレイ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>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、<u>高圧代替注水系の運転を継続する。</u></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>代替交流電源設備により給電ができない場合は、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>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>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、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、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、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圧力容器への注水を継続する。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑱</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、<u>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</u>で、<u>ほう酸水注入系が使用可能な場合</u>。</p> <p>(b) 操作手順 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。</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】</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、<u>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。</u></p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></p> <p>④当直長は、<u>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。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、<u>高圧炉心スプレイ系、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）以上に維持できない場合</u>で、<u>ほう酸水注入系が使用可能な場合</u>。</p> <p>(b) 操作手順 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1.2-8図に、タイムチャートを第1.2-9図に示す。</p> <p>【ほう酸水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運転員等は中央制御室にて、<u>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等にて確認する。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦ 相違理由⑦</p> <p>相違理由③ 相違理由②①</p> <p>相違理由⑫⑪⑩ 相違理由⑭ 柏崎は本項②操作にて電源が確保されたことを確認</p> <p>代替電源設備は容量を設計で担保しているため、負荷容量確認は不要。 東二はほう酸水注入系の注入開始を確認後、補給のための純水系運転状態確認を本項⑤手順で実施する。</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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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>[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>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開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>③運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS_A」位置（B系を起動する場合は「SYS_B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、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貯蔵タンク液位指示値の低下により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水貯蔵タンクに補給するため、純水移送ポンプが運転中であり、純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.74MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>【ほう酸水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>⑥発電長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、運転員等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>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の全開操作実施後、発電長にほう酸水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>相違理由⑫⑮⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑫⑮⑳⑳</p> <p>相違理由③⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>柏崎は本項⑤手順で確認</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑫⑮⑳</p> <p>相違理由⑫⑱</p> <p>柏崎は補給ラインの系統構成としてホースを接続する。</p> <p>東二は既設の純水補給ラインを使用するためホース接続不要。</p> <p>相違理由⑱</p> <p>東二は本項⑦手順で準備完了を報告している</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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>⑧発電長は、運転員等にほう酸水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>⑨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水弁を調整開とし、ほう酸水貯蔵タンクに補給する。</p>	<p>相違理由③⑫⑲</p> <p>相違理由⑫⑬⑲⑳㉑</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑲</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦現場運転員C及びDは、<u>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。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑨現場運転員C及びDは、<u>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。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></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、<u>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。</u></p> <p>⑫当直長は、<u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、<u>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。</u></p> <p>さらに、<u>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。</u></p> <p>また、<u>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。</u></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>東海第二</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、<u>ほう酸水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、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内で可能である。</u></p> <p>さらに、<u>純水系を水源としてほう酸水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、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圧力容器への継続注水準備完了まで60分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>相違理由⑬</p> <p>相違理由③ 相違理由⑳⑳ 相違理由㉑ 相違理由㉒ 相違理由⑱ 相違理由㉑㉒ 相違理由㉒ 相違理由⑱ 相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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。</u></p> <p>c. <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>※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。</u></p> <p>①当直副長は、<u>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。</u></p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></p> <p>③当直長は、<u>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。</u></p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで4分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由②③</p> <p>相違理由③②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>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。</u></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の水は、<u>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。</u></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1.2-16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、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>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、<u>交流動力電源が確保され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水圧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設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できず、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交流動力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。制御棒駆動水圧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。</u></p> <p>なお、ほう酸水注入系による<u>原子炉圧力容器への注水を継続する場合は、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圧力容器への継続注水を実施する。</u></p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑩</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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）又はドライウエル圧力高）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、<u>復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ</u>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）又はドライウエル圧力高）かつサプレッション・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、<u>原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に保持する。</u></p>	<p>1.2.2.4 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（原子炉水位異常低下（レベル2））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、サプレッション・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>なお、<u>原子炉隔離時冷却系の水源はサプレッション・チェンバを優先して用いるが、原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、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タンクに手動で切り替える。</u></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><u>サプレッション・チェンバ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となる水の供給手順等」にて整備する。</u></p>	<p>相違理由⑥</p> <p>信号名称の相違</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>東二はサプレッション・チェンバ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となる水の供給手順等」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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 手順着手の判断基準 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 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><u>〔原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に原子炉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<u>中央制御室運転員A及びB</u>は、<u>中央制御室からの手動起動操作</u>、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>a. 手順着手の判断基準 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 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1.2-12図に、<u>タイムチャートを第1.2-13図</u>に示す。</p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>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<u>運転員等</u>は中央制御室にて、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>相違理由⑦ 柏崎は表題を記載</p> <p>相違理由②②</p> <p>相違理由②③ 信号名称の相違</p> <p>相違理由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：1.2 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号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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。 <u>[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）]</u></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、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、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発電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>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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3分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由①③ 相違理由②</p> <p>相違理由② 相違理由⑩</p> <p>相違理由①②③ 東二は SA 設備を使用した手順については、時間及びタイムチャートを示す整理としている。 東二は操作の成立性にて明確に時間を記載しているため、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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバ</u>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<u>復水貯蔵槽</u>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<u>復水貯蔵槽</u>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。</p> <p>概要図を第1.2.17図に示す。</p> <p><u>〔高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に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、<u>中央制御室からの手動起動操作</u>、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>(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、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）による作動、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を起動し、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>なお、高圧炉心スプレイ系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが、高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源として自主対策設備である<u>復水貯蔵タンク</u>もある。残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失している場合、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、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心スプレイ系の水源を<u>復水貯蔵タンク</u>に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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>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>高圧炉心スプレイ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。</p> <p>概要図を第1.2-14図に、<u>タイムチャート</u>を第1.2-15図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に高圧炉心スプレイ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運転員等は中央制御室にて、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注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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発電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>相違理由③ 信号名称の相違 相違理由③⑩ 相違理由③⑩ 相違理由③ 相違理由③⑩ 相違理由③ 東二はサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 相違理由③ 相違理由⑦ 柏崎は表題を記載 相違理由③⑪⑫ 相違理由⑪⑫⑬, 信号名称の相違 相違理由③ 相違理由③⑪⑫⑬ 相違理由⑫ 相違理由⑫</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔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）〕</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。</u></p>	<p>東二はサブプレッション・チェンバ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>相違理由①②③ 東二はSA設備を使用した手順については、時間及びタイムチャートを示す整理としている。</p> <p>東二は操作の成立性にて明確に時間を記載しているため、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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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，<u>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</u>については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><u>復水貯蔵槽への水の補給手順</u>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>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水手順</u>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><u>サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順</u>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><u>非常用交流電源設備，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，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，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る高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，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</u>については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>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>東二は他条文で整備する左記操作が必須となるため手順のリンクを明確にしている。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p>

1.2 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。
2	相違理由②	柏崎は審査基準である原子炉隔離時冷却系を選定している。 東二は原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する設備として高圧代替注水系を選定している。
2	相違理由③	設備名称の相違
2	相違理由④	東二は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」にて重大事故等対処設備として可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器にて直流母線に直接給電出来る手を整理している。 このため、直流給電車は整備しない。
3	相違理由⑤	東二は代替電源の容量及び電源系統構成の違いから、緊急注水手順は整備しない。
3	相違理由⑥	東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。 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。
6	相違理由⑦	図表番号の附番ルールの相違
7	相違理由⑧	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。
7	相違理由⑨	東二は注水ラインを原子炉隔離時冷却系のヘッドスプレインズルを使用していることを注記している。 柏崎は給水系のスパージャを使用している。
7	相違理由⑩	柏崎は重大事故等時の対処に用いる水源は復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを用いる。 東二はサブプレッション・チェンバ水源は同等であるが、復水貯蔵タンクは耐震が確保されていないため自主対策設備とし、重大事故等時の水源としては期待しない。
8	相違理由⑪	柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。
9	相違理由⑫	見出し記号の附番ルールの相違
10	相違理由⑬	高圧代替注水系の水源として柏崎は復水貯蔵槽を用い給水系配管から注水する。 東二は高圧炉心スプレイ系入口ラインをサクションとしたサブプレッション・チェンバを用い原子炉隔離時冷却系配管から注水する。
11	相違理由⑭	東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保している。 よって、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。
11	相違理由⑮	45条の記載の整理に従い記載している。
15	相違理由⑯	東二はサブプレッション・チェンバを水源とした内部水源による循環のため、補給の必要なし。
19	相違理由⑰	柏崎の狭帯域は全交流電源及び常設直流電源喪失時においても電源を確保することが可能であるが、東二は電源が確保できないことから自主対策設備として選定しない。
21	相違理由⑱	柏崎は複数の補給手段を選定しているが、東二は純水系のみでの補給となる。
21	相違理由⑲	東二は純水系のみでの補給となるため、容量の多いほう酸水貯蔵タンクを水源として選定。テストタンクは容量が小さく水張りによる注水の継続性がないこと及び溢水のリスクを考慮し、自主対策設備に選定しない。
21	相違理由⑳	柏崎は高圧炉心注水配管からほう酸水を注入する。東二は、ほう酸水注入系配管を使用する。

1.2 比較表の相違理由一覧

24	相違理由①	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。
26	相違理由②	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。
26	相違理由③	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
26	相違理由④	監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。

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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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 < 目次 ></p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>(d) 復旧</p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替減圧</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>(d) 復旧</p> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>東二は、単体で性状がわかるガスには「ガス」を付けないこととしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（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. <u>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</u></p>	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放</p>	<p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。 柏崎は自動減圧機能及び逃がし弁機能を重大事故等対処設備と位置付けているが、東二は自動減圧機能を重大事故等対処設備と位置付けている。 なお、逃がし弁機能については逃がし弁用アキュムレータが自主対策設備のため、自主対策の手段となる。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>柏崎は常設直流電源系統喪失時の対応手段として選定しているが、東二は窒素作動弁の駆動源喪失の対応手段として選定している（自動減圧系の窒素駆動源喪失を想定して設備選定しているため）。なお、東二は本対応設備を重大事故等対処設備に位置付けている。 柏崎は自主対策設備として位置付けている。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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. <u>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）駆動源確保</u></p> <p><u>b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</u></p> <p><u>c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放</u></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) <u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」</u></p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>相違理由① 相違理由①②③</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手段として可搬型窒素供給装置（小型）を自主対策設備として整備する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>相違理由④</p> <p>対応手順書名を正確に記載 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 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。 （1）可搬型重大事故防止設備 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。 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。 c）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。 （2）復旧 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。 （3）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） 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） （4）インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA） 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>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 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。 （1）可搬型重大事故防止設備 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。 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。 c）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。 （2）復旧 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。 （3）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） 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） （4）インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA） 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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.3.1図）。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステムLOCAの対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備する。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。</p> <p>1.3.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として、自動減圧系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.3-1図）。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損の防止及びインターフェイスシステムLOCAの対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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>相違理由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> <p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>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>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>i.</u> 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、<u>代替自動減圧機能</u>により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」におけるEOP「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び<u>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</u>による自動減圧を阻止する。</p>	<p><u>i.)</u> 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に、<u>過渡時自動減圧機能</u>により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における<u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御</u>「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び<u>過渡時自動減圧機能</u>による自動減圧を阻止する。</p>	<p>見出し記号の附番ルールの相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。</p> <p>信号名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。 東二は過渡時自動減圧機能の作動信号に低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプの吐出圧力信号を使用している。 相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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"> ・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） 	<p>過渡時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"> ・過渡時自動減圧機能 ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・逃がし安全弁（自動減圧機能※2：B, Cの2個） <p>※2：18個の逃がし安全弁は全て逃がし弁機能を有している。そのうち7個が自動減圧機能を有している。</p>	<p>相違理由② 相違理由②</p> <p>逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量が東二と柏崎に相違があるため、逃がし安全弁の個数に差異がある。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二は逃がし安全弁の機能の内訳について記載している。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・非常用交流電源設備 <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>	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>ii) 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、<u>主復水器</u>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・<u>バイパス</u>弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・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 ・可搬型直流電源設備 	<p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 <u>（逃がし弁機能）</u> ・逃がし安全弁 <u>（自動減圧機能）</u> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・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 ・所内常設直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由③ 相違理由③</p> <p>相違理由② 柏崎は第57条にて所内蓄電式直流電源設備に常設代替直流電源設備を含む整理としているが、東二は所内常設直流電源設備と常設代替直流電源設備を区別した整理をしている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由② 代替所内電源設備には常設代替直流電源設備に用いる緊急用電源切替盤が含まれている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑪</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>また、上記所内蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>タービンバイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、<u>代替自動減圧ロジック</u>（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、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p>	<p>また、上記所内常設直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>タービン・バイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、<u>過渡時自動減圧機能</u>、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、<u>非常用交流電源設備</u>、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>、可搬型代替直流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>、常設代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>相違理由②</p> <p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保しているため、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②③</p> <p>相違理由③⑫</p> <p>相違理由⑪⑬</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定義している。 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）と位置付けている。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>・タービンバイパス弁、タービン制御系</p> <p>炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。</p> <p>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>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> <p>・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ（容量：1回）に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p>・タービン・バイパス弁、タービン制御系</p> <p>炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑭</p> <p>東二は左記のとおり自主対策設備と位置付ける。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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><u>i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</u> 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"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>AM用切替装置（SRV）</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u> 	<p><u>i) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</u> 可搬型代替直流電源設備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発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（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発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁（自動減圧機能） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由④</p> <p>相違理由②⑧ 相違理由②③ 東二は重大事故等対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させる。柏崎は重大事故等対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させる。</p> <p>相違理由② 相違理由② 相違理由⑬</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③ 相違理由⑪</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高压窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）</u> ・ <u>逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K, Uの4個）</u> ・ <u>主蒸気系配管・クエンチャ</u> <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、<u>高压窒素ガス供給系</u>により逃がし安全弁の駆動源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i. <u>高压窒素ガス供給系による窒素ガス確保</u></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<u>高压窒素ガス供給系</u>に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源を<u>高压窒素ガス供給系</u>から供給している期間において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の<u>高压窒素ガスポンベ</u>に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</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>逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、<u>非常用窒素供給系</u>により逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) <u>非常用窒素供給系による窒素確保</u></p> <p>逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の作動に必要な窒素の供給源が<u>窒素供給系</u>から<u>非常用窒素供給系</u>に切り替わることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の駆動源を<u>非常用窒素供給系</u> <u>高压窒素ポンベ</u>から供給している期間において、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の<u>非常用窒素供給系</u> <u>高压窒素ポンベ</u>に切り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>相違理由④ 東二の「非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧」は17頁に記載</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②③ 相違理由③</p> <p>相違理由② 相違理由①②③ 相違理由① 東二は自動で窒素供給系から非常用窒素供給系に切替が行われる。柏崎は手動操作が含まれている。</p> <p>相違理由②③ 相違理由③ 相違理由①②</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>iii) <u>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</u></p> <p><u>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。また、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、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する。</u></p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系による減圧で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・<u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</u></p> <p>・<u>逃がし安全弁（逃がし弁機能^{※3}：A，G，S，Vの4個）</u></p> <p>・<u>主蒸気系配管・クエンチャ</u></p> <p>・<u>非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁</u></p> <p>・<u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p><u>※3：18個の逃がし安全弁は全て逃がし弁機能を有している。そのうち自動減圧機能を有していない4個の逃がし安全弁を非常用逃がし安全弁駆動系に用いる。</u></p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>柏崎の「代替逃がし安全弁駆動装置による減圧」は15頁に記載</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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圧力の窒素<u>ガス</u>を供給可能な設計としている。</p> <p><u>i.</u> 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。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素<u>ガス</u>の供給圧力を設定するために使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧窒素ガスポンベ</u> ・ <u>高圧窒素ガス供給系配管・弁</u> <p>(d) 復旧 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><u>i.</u> 代替直流電源設備による復旧 代替直流電源設備（<u>可搬型直流電源設備又は直流給電車</u>）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</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"> ・ <u>可搬型直流電源設備</u> ・ <u>直流給電車及び電源車</u> 	<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圧力の窒素を供給可能な設計としている。</p> <p><u>i.)</u> 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。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素の供給圧力を設定するために使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>非常用窒素供給系</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系</u> <p>(d) 復旧 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源に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><u>i.)</u> 代替直流電源設備による復旧 <u>可搬型代替直流電源設備</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>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"> ・ <u>可搬型代替直流電源設備</u> ・ <u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由① 相違理由⑧</p> <p>相違理由① 相違理由② 相違理由⑯</p> <p>相違理由⑧ 東二は代替直流電源設備として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。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑰と示す。</p> <p>相違理由② 相違理由⑪ 相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</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、<u>AM用切替装置(SRV)</u>、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び自動減圧機能用アキュムレータ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<u>ガス</u>喪失時の減圧で使用する設備のうち、<u>高圧窒素ガスポンプ</u>、<u>高圧窒素ガス供給系配管・弁</u>、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>及び<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、<u>高圧窒素ガスポンプ</u>及び<u>高圧窒素ガス供給系配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>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又は可搬型代替交流電源設備により<u>直流125V</u>充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <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、可搬型代替直流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁(<u>自動減圧機能</u>)、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧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<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧で使用する設備のうち、非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>、主蒸気系配管・クエンチャ、非常用窒素供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ、<u>所内常設直流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ、逃がし安全弁(<u>逃がし弁機能</u>)、非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、<u>非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型<u>代替</u>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<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>相違理由⑧ 相違理由②⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑭ 相違理由③ 相違理由⑪</p> <p>相違理由② 相違理由③ 相違理由⑯</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由② 相違理由⑪</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、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> <p>・ <u>高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）</u> <u>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。</u></p> <p>・ <u>直流給電車</u> <u>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。</u></p> <p>・ <u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>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 (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 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。 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>	<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> <p>・ <u>可搬型窒素供給装置（小型）</u> <u>可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保まで時間を要するが、逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給可能であれば、重大事故等の対処に必要な窒素を確保できることから有効な手段である。</u></p> <p>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 (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 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。 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>	<p>相違理由④</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・逃がし安全弁</p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>・<u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）</u></p> <p>・<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u></p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>・<u>所内常設直流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>常設代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替直流電源設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止で使用する設備のうち、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、<u>所内常設直流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p><u>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。</u></p> <p>・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ（容量：1回）に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 	<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p><u>なお、原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。</u></p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> ・逃がし安全弁 <u>(逃がし弁機能)</u> ・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 ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 	<p>使用方法の相違</p> <p>東二は逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁にて減圧する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は開閉実施時に加圧される可能性がある系統の隔離弁を選定。</p> <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として選定していない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑲と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心注水系注入隔離弁 <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋ブローアウトパネル <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、<u>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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する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。</u></p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建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。</u></p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系注入弁 ・<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系注入弁</u> ・<u>残留熱除去系A系注入弁</u> ・<u>残留熱除去系B系注入弁</u> ・<u>残留熱除去系C系注入弁</u> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用の原子炉の減圧で使用する設備のうち、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、<u>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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p>	<p>東二は開閉実施時に加圧される可能性がある系統の隔離弁を選定。 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>相違理由⑱</p> <p>相違理由③ 東二は隔離に使用する注入弁を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>相違理由⑲</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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> <ul style="list-style-type: none"> 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れば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。 	<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> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし弁機能用アキュムレータ <u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ（容量：1回）に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。</u> 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、主復水器の真空状態が維持できれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。 	<p>相違理由⑮</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及びAM設備別操作手順書に定める（第1.3.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.3.2表, 第1.3.3表）。</p>	<p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」, 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」, 「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等※4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）」, 「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.3-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.3-2表, 第1.3-3表）。</p> <p>※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>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ため。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p> <p>整備する対応手順書名の相違相違理由⑦</p> <p>相違理由⑳</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>ii. 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧注水系 <u>1系以上</u>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 <u>2系以上の起動^{※1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 	<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧で原子炉注水が可能な系統による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i) 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。</u> ・<u>主復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</u> <p>ii) 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、<u>主復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。</u> 	<p>備考</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。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p><u>〔低圧注水手段がある場合〕</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系^{※1}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 <p><u>〔注水手段がない場合〕</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>※1：「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>iii) 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p><u>〔低圧注水手段がある場合〕</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系統は使用できないが、低圧注水系統1系^{※2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p><u>〔注水手段がない場合〕</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動すること。</p> <p>※2：「低圧注水系統1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>東二は代替循環冷却系を原子炉圧力容器へ注水に用いる手段として選定。</p> <p>相違理由⑫⑪</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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>②^a 判断基準 i：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材温度変化率が 55℃/h を超えないようにタービンバイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii：急速減圧の場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、タービンバイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p>	<p>(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図及び第1.3-5図に示す。</p> <p>〔タービン・バイパス弁による減圧〕</p> <p>①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・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i)：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材温度変化率が55℃/hを超えないようにタービン・バイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii)：急速減圧の場合</p> <p>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、発電用原子炉の急速減圧を行う。</p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由②⑩⑪</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由②⑩⑪</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔逃がし安全弁による減圧〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室</u>運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 <u>中央制御室</u>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操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii：急速減圧の場合 <u>中央制御室</u>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>②^c 判断基準 iii：炉心損傷後の減圧の場合 <u>中央制御室</u>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<u>中央制御室</u>運転員 A は、<u>サプレッション・チェンバ・プール</u>水の温度上昇防止のため、<u>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）</u>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><u>【逃がし安全弁による減圧】</u></p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するように指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i)：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 <u>運転員等</u>は<u>中央制御室</u>にて、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操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii)：急速減圧の場合 <u>運転員等</u>は<u>中央制御室</u>にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）7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）を7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7個開放する。</p> <p>②^c 判断基準 iii)：炉心損傷後の減圧の場合 <u>運転員等</u>は<u>中央制御室</u>にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。 <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動で開放できない場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>③<u>運転員等</u>は<u>中央制御室</u>にて、<u>サプレッション・プール</u>水の温度上昇防止のため、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u>によるサプレッション・プールの除熱を行う。</p>	<p>相違理由⑧ 相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由⑧ 相違理由②㉑㉒</p> <p>相違理由② 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑧ 相違理由③㉑㉒㉓</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能） 手動開不可時の操作を記載</p> <p>相違理由②㉑㉒ 相違理由② 相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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。</p> <p>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"> ・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 <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3.16図に示す。</p> <p>自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧注水系、低圧代替注水系（常設）又は代替注水系</u>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、<u>代替自動減圧機能が自動で作動し</u>発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名で対応が可能である。</p> <p>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"> ・タービン・バイパス弁による減圧：3分以内 ・逃がし安全弁による減圧：1分以内 <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1.3-21図に示す。</p> <p>自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、<u>主復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁</u>により発電用原子炉を減圧する。<u>主復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁</u>により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低異常低下（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）<u>ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合</u>は、<u>過渡時自動減圧機能が自動で作動し</u>発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由㉑㉒</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>東二は過渡時自動減圧機能の作動信号に低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプの吐出圧力信号を使用している。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（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。</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"> 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動※1</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、<u>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</u>、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置</u>）に到達した場合。 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。 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。 	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（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）を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池にて逃がし安全弁（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）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の計器にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</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"> 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧で原子炉注水が可能系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動※1</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、<u>高圧注水系統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</u>、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（<u>燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置</u>）に到達した場合。 逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素ガスが確保されている場合。 逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 	<p>相違理由②③</p> <p>相違理由②③</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②③</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>東二は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」で整備する計器及び可搬型計測器で測定可能である。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②③</p> <p>相違理由②③</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>※1: 「<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、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、<u>低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみ</u>の起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>※2: 「<u>低圧注水系1系</u>」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) 操作手順 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: 「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は<u>低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上</u>起動すること。</p> <p>※2: 「<u>低圧注水系1系</u>」とは、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。</p>	<p>相違理由① 相違理由②</p> <p>相違理由② 東二は代替循環冷却系を原子炉圧力容器へ注水に用いる手段として選定。</p> <p>相違理由②①</p> <p>相違理由③ 相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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><u>[逃がし安全弁の駆動源（電源）確保及び開放操作]</u></p> <p>④a <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> 中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 <u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> 現場運転員C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、125V DC分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを開放し、125V AM分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを投入し、当直副長に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備完了を報告する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備開始を指示する。</p> <p>②発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧を依頼する。</p> <p>③発電長は、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員等に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池への切り替えを実施し、発電長に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備完了を報告する。</p>	<p>相違理由③②① 東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由②① 東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由②① 東二は直流電源を詳細に記載。 相違理由② 東二は直流電源を詳細に記載。 相違理由③</p> <p>相違理由②①②② 東二は直流電源を詳細に記載。 相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥a 当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑦a 当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑧a <u>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。</u></p> <p>⑨a <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C, D, E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u> <u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑩a <u>中央制御室運転員 A 及び B、又は現場運転員 C 及び D は、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u> <u>[逃がし安全弁の開保持用の駆動源（高圧窒素ガス）確保操作]</u></p> <p>④b <u>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。</u> <u>なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</u></p> <p>⑤b <u>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)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>⑥発電長は、<u>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。</u></p> <p>⑦発電長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は運転員等に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑧運転員等は<u>中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p> <p>⑨運転員等は<u>中央制御室にて、発電用原子炉の減圧が開始されたことを、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由③⑩⑪ 東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由③⑪</p> <p>相違理由③⑪⑫ 東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>記載理由⑪⑫</p> <p>東二は逃がし全弁（自動減圧機能付き）を使用するため窒素の系統構成が不要のため必要なし。柏崎は逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の弁も使用するため系統構成が必要。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥b 現場運転員E及びFは、<u>原子炉建屋地上4階北西通路，南西通路にて，窒素ガスポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は，<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），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。</u> 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。 <u>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。</u></p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合，<u>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。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については，<u>中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため，いずれかの計器で確認する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 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。 ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は，<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u>炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は，高圧注水系が使用できない場合で，低圧注水系1系^{※2}以上が使用可能である場合，又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放まで<u>21分以内</u>で可能である。 また，可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合，<u>中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については，<u>中央制御室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作ができない状態において，以下の条件が全て成立した場合。 ・炉心損傷前の発電原子炉の減圧は，<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u>炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は，高圧注水系は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（<u>燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置</u>）に到達した場合。</p>	<p>相違理由①② 相違理由③</p> <p>東二は中央制御室操作のため，記載をしていない。</p> <p>相違理由② 相違理由① 相違理由② 相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由① 相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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：「<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</u></p> <p>※2：「<u>低圧注水系1系</u>」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) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（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 <u>〔中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合〕</u></p> <p>中央制御室運転員A及びBは、<u>中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p><u>〔現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合〕</u></p> <p>現場運転員C及びDは、<u>原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p>	<p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1：「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）</u>及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）</u>のうち1系統以上起動すること。</p> <p>※2：「<u>低圧注水系1系</u>」とは、<u>低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）</u>のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能（自動減圧機能）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11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）開放の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は代替循環冷却系を原子炉圧力容器へ注水に用いる手段として選定。</p> <p>相違理由②①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②</p> <p>柏崎は表題を記載</p> <p>相違理由⑩②</p> <p>柏崎は表題を記載</p> <p>東二は中央制御室操作のため、記載をしていない。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③現場運転員C及びDは、<u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</u> <u>なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</u></p> <p>④現場運転員E及びFは、<u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、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。</u></p> <p>⑤現場運転員E及びFは、<u>原子炉建屋地上4階北西通路、南西通路にて、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動源が確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑥現場運転員E及びFは、<u>多重伝送現場盤内の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動回路に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦当直副長は、<u>現場運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開放を指示する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑨現場運転員E及びFは、<u>多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び電源ケーブルを接続し、発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池（自動減圧機能）開放の準備完了を報告する。</u></p> <p>④発電長は、<u>運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。</u></p> <p>⑤発電長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は運転員等に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p>	<p>東二は逃がし安全弁（自動減圧機能）で対応するため、記載をしていない。</p> <p>相違理由②⑧⑳㉑㉒ 相違理由②㉑ 相違理由② 相違理由②⑧⑳㉑ 相違理由② 相違理由⑧⑳㉑ 相違理由⑧㉑㉒ 相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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]</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>[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>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>(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>⑦運転員等は中央制御室にて、発電用原子炉の減圧が開始されたことを、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により確認し、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、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（自動減圧機能）開放まで55分以内で可能である。</p>	<p>柏崎は表題を記載 相違理由②⑧⑪⑫</p> <p>柏崎は表題を記載 東二は中央制御室操作のため、 記載をしていない</p> <p>相違理由⑪⑫⑬</p> <p>東二は中央制御室操作のため、 記載をしていない</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ 低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u> <u>・ 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u> <p><u>※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系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみ起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</u></p>		相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順（A系使用の例）</p> <p><u>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。</u></p> <p>①当直副長は、<u>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。</u></p> <p>② [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p><u>中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p><u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u></p> <p><u>現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>③現場運転員C及びDは、<u>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。</u></p> <p>④現場運転員E及びFは、<u>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。</u></p> <p>⑤当直副長は、<u>現場運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の開放を指示する。</u></p> <p>⑥当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑦現場運転員E及びFは、<u>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。</u></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><u>中央制御室運転員A及びBは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p>		相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員C及びDは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(c)操作の成立性</u> <u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>		相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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. <u>高圧窒素ガスポンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保</p> <p><u>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。</u></p> <p>また、<u>高圧窒素ガスポンベ</u>から供給している期間において、<u>高圧窒素ガス供給系出口の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。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>〔不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え〕</u></p> <p><u>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。</u></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. <u>非常用窒素供給系</u>による逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）駆動源確保</p> <p><u>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、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。</u></p> <p>また、<u>非常用窒素供給系</u>から供給している期間において、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>圧力が低下した場合、使用済みの<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>を予備の<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>と取り替える。</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><u>自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②③</p> <p>相違理由①②</p> <p>相違理由②③</p> <p>東二は自動で窒素供給系から非常用窒素供給系に切替が行われる。柏崎は手動操作が含まれている。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え〕</u> 高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3.11 図に、タイムチャートを第1.3.12 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に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 P 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。 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><u>【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え】</u> 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-12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、運転員等に非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保の開始を指示する。</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全開したことを確認する。あわせて、非常用窒素供給系供給圧力が 1.10MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。</p>	<p>相違理由②① 相違理由①②③ 相違理由②</p> <p>相違理由②③ 相違理由⑧</p> <p>相違理由②④ 相違理由③</p> <p>相違理由④⑤ 東二の具体的な数値を記載。 東二は非常用窒素供給系高圧ポンベ供給止め弁は圧力調整弁であるため自動開となるが、柏崎は手動で開閉操作を実施する。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③当直副長は、<u>高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧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を指示する。</u></p> <p>④当直長は、<u>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。</u></p> <p>⑤現場運転員C、D、E及びFは、<u>高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。</u></p> <p>⑥現場運転員C、D、E及びFは、<u>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。</u></p> <p>⑦現場運転員C及びDは、<u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>高圧窒素ガス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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保</u> 中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名にて作業を実施した場合は約20分で可能である。 ・<u>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</u> 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。 <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>③発電長は、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合、運転員等に予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベへの切替え及び使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替を指示する。</u></p> <p>⑤運転員等は<u>原子炉建屋原子炉棟にて、予備ボンベラックに配備している非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを取り替える。</u></p> <p>⑥運転員等は、<u>発電長に非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え</u> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合は、2分以内で可能である。 ・<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え</u> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合は282分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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>相違理由②③④① 相違理由② 相違理由②④①</p> <p>東二は運転員等の対応にて実施する。 柏崎は使用、待機、予備のポンベを設置している。</p> <p>相違理由②④①② 相違理由② 相違理由③④①②</p> <p>相違理由③</p> <p>手順名の相違 相違理由④①② 東二は現場操作不要</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④①②</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>b. <u>可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</u> <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベからの供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間中において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u> <u>可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-14図に、タイムチャートを第1.3-15図に示す。</u></p> <p>①<u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。</u></p> <p>②<u>発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホース接続及び系統構成（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む）を指示する。</u></p> <p>③<u>運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む）を実施し、発電長に報告する。</u></p> <p>④<u>発電長は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成が完了したことを連絡する。</u></p>	<p>相違理由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. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑤災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。</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、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。</p> <p>⑨災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。</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、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。</p> <p>⑫災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）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>上記の操作は、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源確保完了まで305分以内で可能である。</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。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>	相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放</p> <p><u>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なしA, G, S及びV））の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA, G, S及びV）を開放して発電用原子炉を減圧する。安全弁（逃がし弁機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作】</u></p> <p><u>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作による発電用原子炉の減圧ができない場合。</u></p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え】</u></p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボ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、高圧窒素ボンベ圧力低警報が発生した場合</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし安全弁機能）開放手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-16図に、タイムチャートを第1.3-17図に示す。</u></p> <p><u>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逃がし安全弁（逃がし安全弁機能）開放の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<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>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の低下により発電用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>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</p> <p>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逃がし安全弁開放までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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名にて作業を実施した場合、4分以内で可能である。 ・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名にて作業を実施した場合、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分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>相違理由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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、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>(3) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、直流125V主母線盤2 A及び直流125V主母線盤2 Bの電圧喪失を確認した場合において、<u>可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>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。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、<u>可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</p>	<p>相違理由②</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由①②</p> <p>。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。</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。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>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員1名</u>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>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により<u>直流125V</u>充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、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において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替<u>高压電源装置</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替<u>低压電源車</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順は「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>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、<u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高压電源装置</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替<u>低压電源車</u>による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</p>	<p>相違理由② 東二は直流電源を詳細に記載</p> <p>相違理由② 東二は交流電源を詳細に記載。</p> <p>相違理由①② 東二は交流電源を詳細に記載。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3.16図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用）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>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ボ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設定する。</p>	<p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-21図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池を使用）若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させる。</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>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充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、非常用窒素供給系又は可搬型窒素供給装置（小型）により窒素を確保するか、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（自動減圧機能）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、あらかじめ窒素の供給圧力を設定する。</p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由② 東二は直流電源を詳細に記載。</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。 相違理由⑦</p> <p>東二は交流電源を詳細に記載。 相違理由⑭</p> <p>東二は直流電源を詳細に記載。 相違理由②</p> <p>相違理由②④⑤</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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 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。 原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1)a.手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順 (1) EOP「原子炉建屋制御」 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。 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。 a. 手順着手の判断基準 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>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 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。 原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1) a.手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」 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。 破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力、原子炉水位のパラメータ変化、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>相違理由⑥</p> <p>相違理由②⑱ 相違理由②</p> <p>東二では原子炉隔離時冷却系が非常用炉心冷却系に含まれていないため記載する以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。 相違理由② 東二では有効性評価にてインターフェイス LOCA 発生時の判断に原子炉水位を用いていることから明記している。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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>b. 操作手順</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-18図及び第1.3-19図に、タイムチャートを第1.3-20図に示す。</p> <p>① 発電長は、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、運転員等に破断箇所の特定及び隔離を指示する。</p>	<p>相違理由⑥ 相違理由⑦</p> <p>相違理由⑳㉑ 東二は破断箇所の隔離ができない場合に原子炉スクラムを実施し、柏崎は隔離操作と並行して原子炉スクラムを実施する。</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>②運転員等は中央制御室にて、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施する。</p> <p>③発電長は、運転員等に破断箇所の隔離ができない場合は、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室非常用換気系の起動操作を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室非常用換気系の起動操作を実施する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後、発電用原子炉の減圧操作及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動操作を実施する。</p> <p>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、発電用原子炉の減圧を実施することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。逃がし安全弁による減圧ができない場合、主蒸気隔離弁が開可能であれば、主復水器を使用したタービン・バイパス弁による発電用原子炉の減圧を実施する。</p>	<p>インターフェイスシステムL O C A発生時の判断後は東二と柏崎で設備の相違が起因となり対応方針に差異が生まれている。それに伴い対応手順に相違があるため、手順を分けて記載する。</p> <p>主な対応方針の違いについて以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は破断箇所の隔離が出来ない場合に原子炉スクラムを実施するが、柏崎は隔離操作と並行して原子炉スクラムを実施する・ ・東二は原子炉ガス再循環系があるため原子炉建屋ガス処理系を停止するが、柏崎は原子炉建屋ガス処理系を起動する。 ・東二は急速減圧後に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を起動するが、柏崎は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動する。

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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑩運転員等は逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施した場合、中央制御室にて、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施する。</u></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）から原子炉水位低（レベル3）の間で維持するように指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）から原子炉水位低（レベル3）の間に維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬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、<u>現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。</u></p> <p>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）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。</u></p>	<p>インターフェイスシステムL O C A発生時の判断後は東二と柏崎で設備の相違が起因となり対応方針に差異が生まれている。それに伴い対応手順に相違があるため、手順を分けて記載する。</p> <p>主な対応方針の違いについて以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は破断箇所の隔離が出来ない場合に原子炉スクラムを実施するが、柏崎は隔離操作と並行して原子炉スクラムを実施する・ ・東二は原子炉ガス再循環系があるため原子炉建屋ガス処理系を停止するが、柏崎は原子炉建屋ガス処理系を起動する。 ・東二は急速減圧後に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を起動するが、柏崎は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動する。

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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>②中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定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>⑥^a 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>⑥^b 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替エリア排気放射線モニタ指示値が制限値以下の場合、原子炉区域・タービン区域換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境（建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量）の悪化を抑制する。</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>インターフェイスシステム L O C A 発生時の判断後は東二と柏崎で設備の相違が起因となり対応方針に差異が生まれている。それに伴い対応手順に相違があるため、手順を分けて記載する。</p> <p>主な対応方針の違いについて以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は破断箇所の隔離が出来ない場合に原子炉スクラムを実施するが、柏崎は隔離操作と並行して原子炉スクラムを実施する・ ・東二は原子炉ガス再循環系があるため原子炉建屋ガス処理系を停止するが、柏崎は原子炉建屋ガス処理系を起動する。 ・東二は急速減圧後に残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を起動するが、柏崎は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動する。

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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18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、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）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。</u></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、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名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。</u></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><u>〔中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性〕</u></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、<u>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。</u></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>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<u>運転員等（当直運転員）2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12分以内で可能である。</u></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、<u>運転員等（当直運転員）2名及び運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名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300分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。なお、インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。</u></p> <p><u>〔中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性〕</u></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、<u>定期試験として実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。</u></p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系及び<u>原子炉隔離時冷却系</u>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>相違理由⑳㉑㉒</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑㉒㉓</p> <p>相違理由㉑㉒</p> <p>相違理由㉑</p> <p>東二では放射線防護具及び自給式呼吸用保護具を用いることとしている。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>記載表現の相違</p> <p>相違理由㉑㉒</p> <p>相違理由㉒</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】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>[現場での隔離操作の成立性]</u> 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p><u>[溢水の影響]</u> 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><u>[インターフェイスシステムLOCAの検知について]</u> 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 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><u>(現場隔離操作の成立性)</u> 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p><u>(溢水の影響)</u> 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><u>(インターフェイスシステムLOCAの検知について)</u> インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断する。非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系のポンプ室は、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 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及び可搬型窒素供給装置（小型）、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代替直流電源設備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><u>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。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由②④ 東二ではポンプ室内に監視カメラが無いため原子炉建屋の状況確認はできない。</p> <p>相違理由⑤⑭⑰</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>

比較表ページ	アス列功番号	内容
1	相違理由①	東二は、単体で性状がわかるガスには「ガス」を付けないこととしている。
2	相違理由②	設備名称の相違
2	相違理由③	柏崎は自動減圧機能及び逃がし弁機能を重大事故等対処設備と位置付けているが、東二は自動減圧機能を重大事故等対処設備と位置付けている。なお、逃がし弁機能については逃がし弁用アキュムレータが自主対策設備のため、自主対策の手段となる。
2	相違理由④	柏崎は常設直流電源系統喪失時の対応手段として選定しているが、東二は窒素作動弁の駆動源喪失の対応手段として選定している。(自動減圧系の窒素駆動源喪失を想定して設備選定しているため)なお、東二は本対応設備を重大事故等対処設備に位置付けている。柏崎は自主対策設備として位置付けている。
3	相違理由⑤	東二は非常用窒素供給系のポンペ供給圧力が低下した場合の対応手段として可搬型窒素供給装置(小型)を自主対策設備として整備する。
3	相違理由⑥	対応手順書名を正確に記載
5	相違理由⑦	図表番号の附番ルールの相違
7	相違理由⑧	見出し記号の附番ルールの相違
7	相違理由⑨	信号名称の相違
8	相違理由⑩	逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量が東二と柏崎に相違があるため、逃がし安全弁の個数に差異がある。
9	相違理由⑪	柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。
10	相違理由⑫	柏崎は第57条にて所内蓄電式直流電源設備に常設代替直流電源設備を含む整理としているが、東二は所内常設直流電源設備と常設代替直流電源設備を区別した整理をしている。
10	相違理由⑬	代替所内電源設備には常設代替直流電源設備に用いる緊急用電源切替盤が含まれている。
11	相違理由⑭	東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保しているため、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。
12	相違理由⑮	東二は左記のとおり自主対策設備と位置付ける。
16	相違理由⑯	第46条の記載に従い整理している。
18	相違理由⑰	東二は代替直流電源設備として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。
22	相違理由⑱	東二は逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁にて減圧する。
22	相違理由⑲	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、フローアウトパネルによる環境を改善する手段として選定していない。
25	相違理由⑳	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ため。
26	相違理由㉑	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。
28	相違理由㉒	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
31	相違理由㉓	東二は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」で整備する計器及び可搬型計測器で測定可能ある。
52	相違理由㉔	東二では原子炉隔離時冷却系が非常用炉心冷却系に含まれていないため記載する