

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 原子炉冷却材再循環ポンプ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) 原子炉圧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) EOP「スクラム」（原子炉出力） (2) EOP「反応度制御」 (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) 再循環系ポンプ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) 原子炉圧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) 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） (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」 (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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、設計基準事故対処設備による対応手段並びに柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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、設計基準事故対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(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、設計基準事故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、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。</p>	<p>1.1.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。</p> <p>この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1-1図）。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の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（電源喪失又は計器用空気喪失）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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>i. 原子炉手動スクラム</p> <p>中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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） <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動系配管 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット <p>ii. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i. 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p>	<p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉緊急停止</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒の緊急挿入により、発電用原子炉を緊急停止する手段がある。</p> <p>i) 原子炉手動スクラム</p> <p>中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動系配管・弁 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット <p>ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入</p> <p>代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i) 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は原子炉冷却材再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。</p>	<p>代替制御棒挿入機能によ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) ・ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ <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 ・ 燃料給油設備 <p>(b) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、代替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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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。これにより、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。</p> <p>ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・非常用交流電源設備</p>	<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とする。これにより、A T W S 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。</p> <p>ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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。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が確認できない場合は、手動操作により制御棒を挿入する手段がある。</p> <p>i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制</p> <p>ATWS が発生した場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。</p> <p>選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 選択制御棒挿入機構 ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ 制御棒駆動系配管・弁 ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット ・ 非常用交流電源設備 ・ 燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 制御棒手動挿入 中央制御室でのスクラムテストスイッチ及び原子炉緊急停止系電源スイッチの操作、中央制御室からの手動操作による制御棒電動挿入により制御棒を挿入する。</p> <p>水圧駆動にて制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>・制御棒</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動機構（水圧駆動） ・制御棒駆動系配管 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット <p>制御棒を手動で電動挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>(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>ii) 制御棒手動挿入 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又は現場でのスクラム個別スイッチの操作により制御棒を挿入する。</p> <p>制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム個別スイッチ ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ <p>・制御棒操作監視系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 ・制御棒 ・制御棒駆動機構 ・制御棒駆動系配管・弁 ・制御棒駆動系水圧制御ユニット <p>・非常用交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料給油設備 <p>(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 ・高圧炉心注水系 <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 ・高圧炉心スプレイ系 <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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチは重大事故等対処設備として位置付ける。</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>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>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> <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」 <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、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。</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）、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は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチ、非常用交流電源設備及び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>ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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> <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」 <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、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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・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。 ・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。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・選択制御棒挿入機構 あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。 ・スクラム個別スイッチ 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。 ・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。 ・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、制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。 ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 全制御棒全挿入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。 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）に定める（第1.1.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1.2表）。</p> <p>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。 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※2による一連の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「AM設備別操作手順書」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）。</p> <p>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</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) 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） 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。 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第 1.1.2 図に、タイムチャートを第 1.1.3 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A は、原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える。</p> <p>⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒全挿入とならず、未挿入の制御棒がベアロッド 1 組又は制御棒 1 本よりも多い場合は、ATWS と判断し、中央制御室運転員に EOP「反応度制御」への移行を指示する。</p>	<p>b. 操作手順</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第 1.1-2 図に、タイムチャートを第 1.1-3 図に示す。</p> <p>①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、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。</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、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。</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、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。</p> <p>⑥発電長は、上記⑤の操作を実施しても全制御棒全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が 1 本よりも多い場合は、ATWS と判断し、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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからEOP「反応度制御」への移行まで1分以内で可能である。</p> <p>(2) EOP「反応度制御」</p> <p>ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>EOP「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、ベアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。</p> <p>なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もATWSと判断する。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>EOP「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1.4図に、概要図を第1.1.5図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。</p>	<p>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。</p> <p>(2) 非常時運転手順書II(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」</p> <p>A T W S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>非常時運転手順書II(徴候ベース)原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。</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A T W Sと判断する。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>非常時運転手順書II(徴候ベース)原子炉制御「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図及び第1.1-5図に、概要図を第1.1-6図及び第1.1-7図に、タイムチャートを第1.1-8図に示す。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、原子炉出力が60%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を3%以下に維持する。</p> <p>原子炉出力を3%以下に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル1.5）以上に維持するよう原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	<p>⑥発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水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。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動する。</p> <p>⑧発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に到達した場合は、運転員等にサブプレッション・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、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。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉出力が55%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を3%未満に維持する。原子炉出力を3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）より+500mm～+1,500mmに維持するよう原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉緊急停止系電源スイッチの操作 <ul style="list-style-type: none"> ・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>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 <ul style="list-style-type: none"> ・手動操作による選択制御棒挿入機構の作動 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作 <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作 ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作 ・制御棒手動挿入操作 <p>⑫発電長は、上記⑩の操作を実施中に全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜き位置 (全制御棒“02”位置) まで挿入完了した場合は、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。</p> <p>制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止：1分以内 ・自動減圧系、代替自動減圧系の自動起動阻止：1分以内 ・ほう酸水注入開始：1分以内 ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：1分以内 ・制御棒挿入操作開始：2分以内 ・スクラムテストスイッチ操作完了：約7分 ・原子炉緊急停止系電源スイッチ操作完了：約10分 	<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）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 ・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内 ・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 ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：4分以内 ・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 ・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 ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き操作完了：27分以内 ・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 ・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 ・制御棒手動挿入操作開始：139分以内 <p>現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 <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> 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備への燃料給油手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>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)</p>				<p>第 1.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 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>						
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	原子炉手動スクラム	手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ「停止」 ※1 制御棒 制御棒駆動機構 (水圧駆動) 制御棒駆動系配管 制御棒駆動系水圧制御ユニット	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉手動スクラム	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	
			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				自主対策設備		
	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	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	重大事故等対処設備	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	非常用交流電源設備	制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※1, ※2 ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)
				ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) ※2	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
	原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	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	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	非常用交流電源設備	原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) ※2 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ※2 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※2 再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「反応度制御」
				自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備				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	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	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	非常用交流電源設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチ 非常用交流電源設備 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「反応度制御」
<p>※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※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。</p>				<p>※1：代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。 ※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 原子炉压力容器	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 燃料給油設備*3	ほう酸水注入	重事故等対処設備	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	— ※4	自主対策設備	制御棒挿入 (選択制御棒挿入機構)	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」		
	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	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	自主対策設備	制御棒挿入 (スクラム個別スイッチの操作)	スクラム個別スイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書 II (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	自主対策設備	制御棒挿入 (スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作)	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」		
	原子炉压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	自主対策設備						
※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、手動スクラムボタンの操作及び原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重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。				※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。						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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)						
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	(手動操作による制御棒挿入) 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」	
		制御棒挿入(スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)	制御棒 制御棒駆動機構 スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 制御棒駆動系配管・弁 制御棒駆動系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時運転手順書II (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 高压炉心スプレイ系	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。						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器			第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器						
監視計器一覧 (1/2)			監視計器一覧 (1/3)						
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 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)			1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)						
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	判断基準	原子炉スクラム発生の有無	スクラム警報			
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化		原子炉スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化			
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系			
		原子炉出力	平均出力領域モニタ		原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系			
		原子炉出力	平均出力領域モニタ		平均出力領域計装 起動領域計装	原子炉出力	平均出力領域計装 起動領域計装		
			起動領域モニタ						
			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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」				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」											
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制 (手動)		判断基準		プラント停止状態		全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系		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				再循環系ポンプ運転状態		再循環系ポンプ表示灯			
		操作		原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態		原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯		操作		原子炉出力		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ			
原子炉出力				平均出力領域モニタ 起動領域モニタ		再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制				平均出力領域計装 起動領域計装					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止		判断基準		プラント停止状態		全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系		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		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	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入		操作		未臨界の維持又は監視		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 ほう酸水注入系タンク液位		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				非正常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」		プラント停止状態		全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系	
事故時運転操作手順書 (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		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ		操作		未臨界の維持又は監視		平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位			
				原子炉隔離状態の有無		主蒸気隔離弁開閉表示灯				ほう酸水注入		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)				非正常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「反応度制御」		原子炉冷却材浄化系運転状態		原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	
				原子炉圧力容器への注水量		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				ほう酸水注入		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	
				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				ほう酸水注入		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	
事故時運転操作手順書 (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 (手動)		操作		プラント停止状態		全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系		操作		未臨界の維持又は監視		平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位			
				原子炉出力		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ				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 (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		スクラム弁開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系		操作		未臨界の維持又は監視		平均出力領域計装 起動領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位			
				原子炉出力		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ				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			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

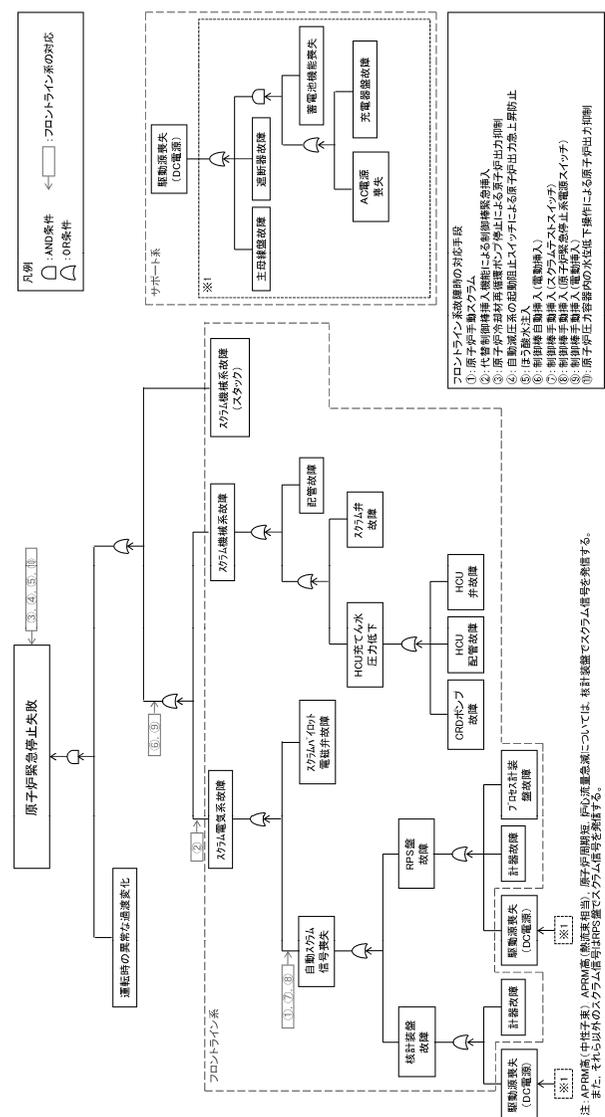
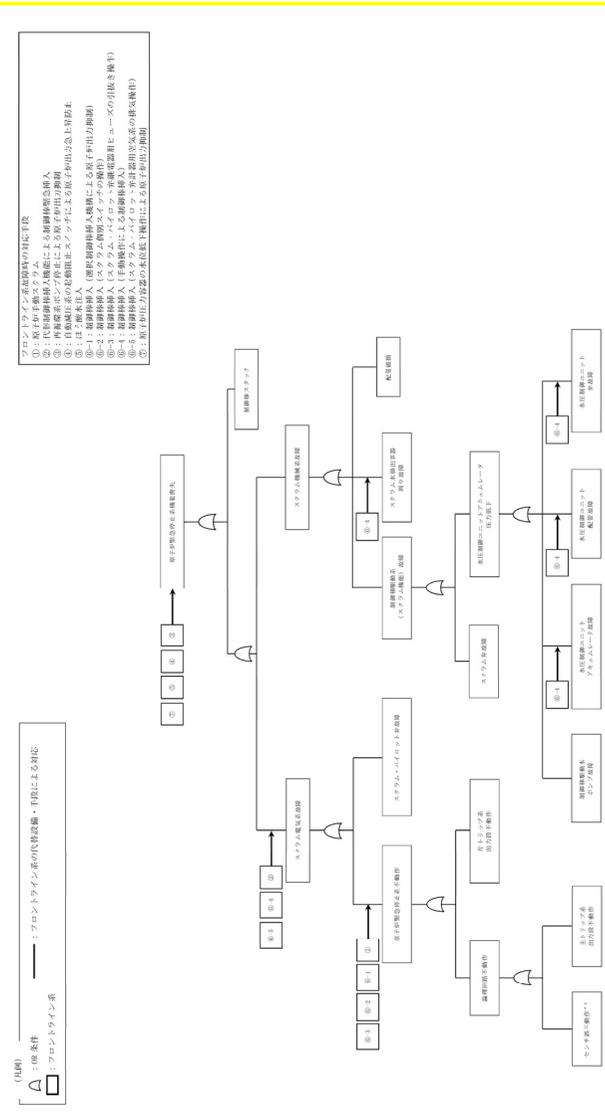
【対象項目：1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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	
			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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A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 高圧炉心スプレー系系統流量	
			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 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	
	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	
			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	
			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	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 (S A)	
			補機監視機能		制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>原子炉緊急停止失敗</p> <p>運転時の異常な過渡変化</p> <p>フロントライン系</p> <p>バックアップ系</p> <p>制御系</p> <p>注：APRW高(中核子束)、APRW高(熱源相当地)原子炉期間短、炉心流量急減については、核計装器でスクラム信号を発生する。また、それら以外のスクラム信号はRPSでスクラム信号を発生する。</p>	 <p>原子炉緊急停止失敗</p> <p>運転時の異常な過渡変化</p> <p>バックアップ系</p> <p>制御系</p> <p>注：APRW高(中核子束)、APRW高(熱源相当地)原子炉期間短、炉心流量急減については、核計装器でスクラム信号を発生する。また、それら以外のスクラム信号はRPSでスクラム信号を発生する。</p>	<p>備考</p>

第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>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="background-color: #cccccc;">原子炉緊急停止失敗 CRPによる原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="6" style="background-color: #cccccc;">運転時の異常な速度変化</td> <td>スクラム機械系故障 (スタック)</td> <td>配管故障</td> <td>スクラム弁故障</td> <td>HCU弁故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">スクラム機械系故障</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">HCU機能喪失</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">スクラム弁故障</td> <td>HCU充てん水圧力低下</td> <td>HCU配管故障</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>GRDポンプ故障</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6" style="background-color: #cccccc;">スクラム電気系故障</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">スクラムパイロット電磁弁故障</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">自動スクラム信号喪失</td> <td>RFS置故障</td> <td>プロセス計装置故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>計器故障</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>駆動源喪失(DG電源)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">スクラム電気系故障</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">自動スクラム信号喪失</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;">RFS置故障</td> <td>計器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>駆動源喪失(DG電源)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対応設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。</p> <p style="text-align: center;">第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)</p>	故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	原子炉緊急停止失敗 CRPによる原子炉停止機能喪失	運転時の異常な速度変化	スクラム機械系故障 (スタック)	配管故障	スクラム弁故障	HCU弁故障				スクラム機械系故障	HCU機能喪失	スクラム弁故障	HCU充てん水圧力低下	HCU配管故障			GRDポンプ故障						スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障	自動スクラム信号喪失	RFS置故障	プロセス計装置故障					計器故障				駆動源喪失(DG電源)			スクラム電気系故障	自動スクラム信号喪失	RFS置故障	計器故障						駆動源喪失(DG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 CRPによる原子炉停止機能喪失	運転時の異常な速度変化	スクラム機械系故障 (スタック)	配管故障	スクラム弁故障	HCU弁故障																																																												
		スクラム機械系故障	HCU機能喪失	スクラム弁故障	HCU充てん水圧力低下	HCU配管故障																																																											
					GRDポンプ故障																																																												
		スクラム電気系故障	スクラムパイロット電磁弁故障	自動スクラム信号喪失	RFS置故障	プロセス計装置故障																																																											
						計器故障																																																											
					駆動源喪失(DG電源)																																																												
	スクラム電気系故障		自動スクラム信号喪失	RFS置故障	計器故障																																																												
						駆動源喪失(DG電源)																																																											

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="192 264 806 1342" style="border: 1px solid black; height: 675px; width: 274px;"></div> <p style="text-align: center; vertical-align: middle;">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="1050 245 1749 1393" style="border: 1px solid black; border-color: yellow; height: 719px; width: 312px;"></div> <p style="text-align: center; vertical-align: middle;">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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																		
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="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> <p style="text-align: center;">60秒 EOP「反応度制御」へ移行</p> <p>スクラム発生時の状態 スクラム発生時の状態 手動スクラム：手動による反応度制御員介入 原子炉モードスイッチ：停止位置切戻し 各制御室各機軸挿入状態確認 抽出機軸挿入位置確認(抽出機軸挿入位置確認)は、EOP「スクラム」発生時の制御室(要員A)による EOP「原子炉制御」反応度制御へ移行</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	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力)</td> <td rowspan="10">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 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> <p style="text-align: center;">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備置 手動スクラム・スイッチ等による原子炉手動スクラム操作 原子炉モード・スイッチ等「停止」位置切戻し 代替制御室挿入機能による制御室緊急挿入操作 反応度制御へ移行判断</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) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	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) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	1																																		
		2																																		
		3																																		
		4																																		
		5																																		
		6																																		
		7																																		
		8																																		
		9																																		
		10																																		
<p>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>																																				

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

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="103 284 779 1358" style="border: 1px solid black; height: 673px; width: 302px;"></div> <p style="text-align: center; vertical-align: middle;">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="1032 264 1774 1382" style="border: 2px solid yellow; border-radius: 10px; padding: 10px;"> <div data-bbox="1077 277 1675 1369" style="border: 1px solid black; height: 684px; width: 267px;"></div> <p style="text-align: center; vertical-align: middle;">第1.1-4 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; height: 600px; width: 100%;"></div> </div>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">第1.1-5 図 非常時運転手順書II (徴候ベース) 「S/P温度制御」における対応フロー</p>

【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】

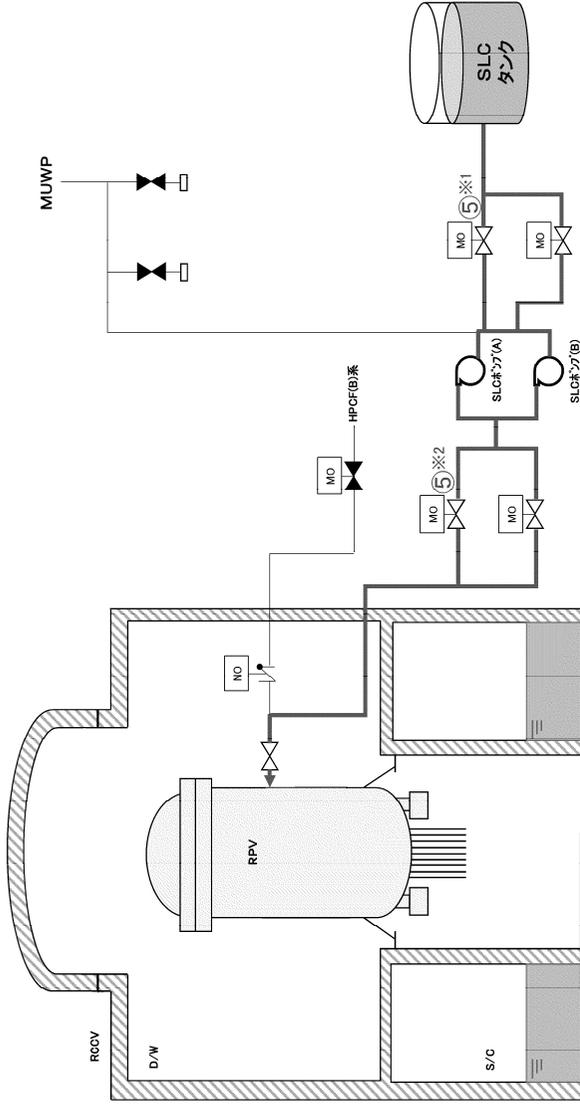
黄色ハッチング：前回からの変更点

<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> <div style="text-align: center;"> <p style="text-align: center;">第1.1-6図 ATWS線と設備 概要図</p> </div> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>凡例</td> <td>電磁弁</td> </tr> <tr> <td>⊗</td> <td>検出器</td> </tr> <tr> <td>NE</td> <td>常時防磁</td> </tr> <tr> <td>ND</td> <td>常時無防磁</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;">注1. ATWS機能は運転中に使用する原子炉冷却系は、予設図面にて運転中の原子炉冷却系とは異なるものである。</p>	凡例	電磁弁	⊗	検出器	NE	常時防磁	ND	常時無防磁	---	電気信号	[]	設計基準対象施設から追加した箇所	<p>備考</p>
凡例	電磁弁													
⊗	検出器													
NE	常時防磁													
ND	常時無防磁													
---	電気信号													
[]	設計基準対象施設から追加した箇所													

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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)



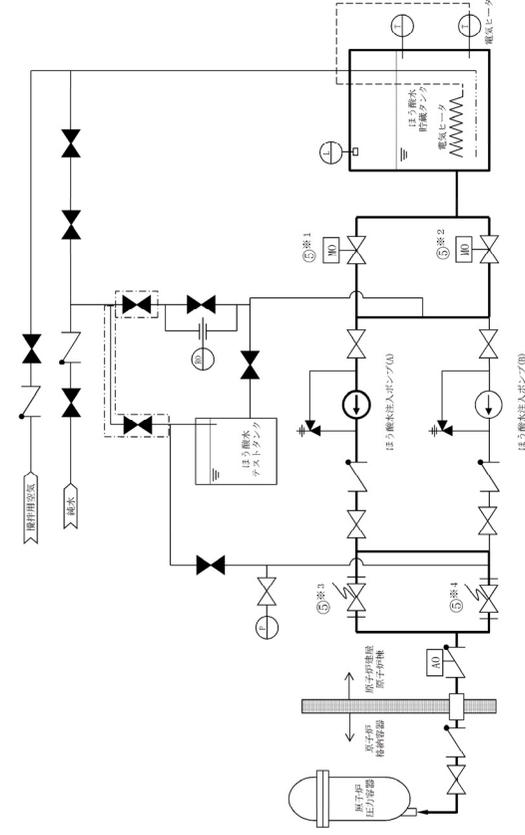
操作手順	弁名称
⑤※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁
⑤※2	ほう酸水注入系注入弁

第 1.1.5 図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図

東海第二

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	壊破弁
	安全弁
	設計基準対象施設から追加した箇所



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

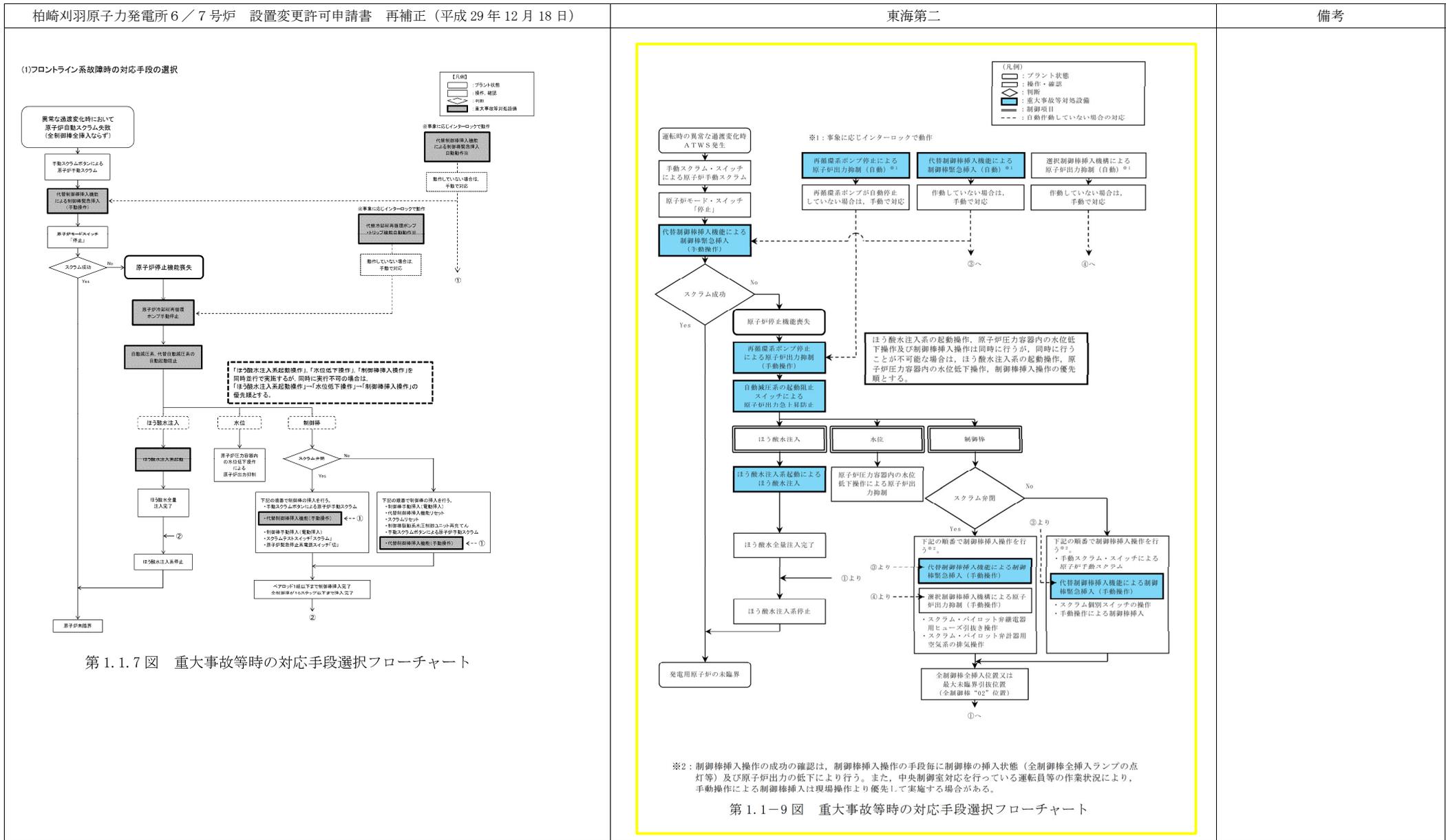
記載例 ○：操作手順番号を示す。
○※1-：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.1-7 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図

備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点



柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 < 目次 ></p> <p>1.2.1 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</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却 (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 (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 (b) 復旧 (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 (a) 監視及び制御 (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 (a) 重大事故等の進展抑制 (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 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 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 < 目次 ></p> <p>1.2.1 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</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却 (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 (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 (b) 復旧 (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 (a) 監視及び制御 (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 (a) 重大事故等の進展抑制 (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 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p>	<p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>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. 制御棒駆動水圧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 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>(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>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の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】</p> <p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 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) 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>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>c) 監視及び制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 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) 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>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>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 ・サブプレッション・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>設計基準事故対処設備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、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。なお、逃がし安全弁（安全弁機能）は、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放することから、運転員等による操作を必要としない。</p> <p>原子炉隔離時冷却系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 ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・サブプレッション・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 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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） 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・復水貯蔵槽 ・ 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 主蒸気系配管・弁 ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 ・ 復水補給水系配管 ・ 高圧炉心注水系配管・弁 ・ 残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ) ・ 給水系配管・弁・スパージャ ・ 原子炉圧力容器 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型直流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・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 ・ 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 ・ 燃料給油設備 <p>※3：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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 ・第二代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 <p>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</p> <p>ii) 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 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 <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵槽 ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 	<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 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>ii) 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 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*4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 ・高圧代替注水系タービン止め弁 <ul style="list-style-type: none"> ・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 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・復水補給水系配管 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 <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</p> <p>高圧代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高圧代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 <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</p> <p>高圧代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、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、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燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>i. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>i) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 ・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 <p>※5：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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水中ポンプ ・ホース ・仮設発電機 ・燃料補給設備 <p>(b) 復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>i. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 	<p>また、上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。</p> <p>排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水中ポンプ ・ホース ・仮設発電機 ・燃料給油設備 <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及び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 ・逃がし安全弁（安全弁機能） 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 ・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 ・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>なお、代替交流電源設備へ燃料を補給し、復水貯蔵槽へ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>ii. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 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"> ・復水貯蔵槽 ・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 ・所内常設直流電源設備 ・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 ・燃料給油設備 <p>※6：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイン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>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 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^{*7}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 ・逃がし安全弁（安全弁機能） <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・チェンバ 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・所内常設直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 <p>※7：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイングによる原子炉圧力容器への注水である。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>なお、直流給電車へ接続する電源車へ燃料を補給し、復水貯蔵槽へ水を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備 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。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>復旧にて使用する設備のうち、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても、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と自主対策設備 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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁、逃がし安全弁（安全弁機能）、サブプレッション・チェンバ、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）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。</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、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、所内常設直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 <p>排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。</p> ・第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p> ・直流給電車 <p>給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を冷却するための直流電源を確保する手段として有効である。</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉圧力容器へ注水するための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>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 <p>排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能な場合は、原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉圧力容器へ注水するための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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） <p>・原子炉圧力</p> <p>・原子炉圧力（SA）</p> <p>・高圧代替注水系系統流量</p> <p>・復水貯蔵槽水位</p> <p>・復水貯蔵槽水位（SA）</p> <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（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） <p>・可搬式原子炉水位計</p> <p>・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</p> <p>・高圧代替注水系タービン入口圧力</p> <p>・高圧代替注水系タービン排気圧力</p> <p>・高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</p>	<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。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。</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広帯域，SA燃料域） <p>・原子炉圧力</p> <p>・原子炉圧力（SA）</p> <p>・高圧代替注水系系統流量</p> <p>・サプレッション・プール水位</p> <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（広帯域^{**8}，燃料域^{**8}，SA広帯域^{**8}，SA燃料域^{**8}） <p>・高圧代替注水系系統流量</p> <p>・可搬型計測器</p> <p>・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</p> <p>・高圧代替注水系タービン入口圧力</p> <p>・高圧代替注水系タービン排気圧力</p> <p>・常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式原子炉水位計 <ul style="list-style-type: none"> ・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），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧代替注水系の作動状況を監視することにより，発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。</p>	<p>原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（広帯域^{※8}，燃料域^{※8}，SA広帯域^{※8}，SA燃料域^{※8}） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <ul style="list-style-type: none"> ・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>※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。</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），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，サブプレッション・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，高圧代替注水系タービン排気圧力，原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力及び原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・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 <p>高圧代替注水系の操作盤は中央制御室裏盤に設置されており、高圧代替注水系を中央制御室裏盤から起動した際は、中央制御室表盤に設置されている原子炉水位（狭帯域）及び復水貯蔵槽水位は監視に適さないが、複数の計器で監視する手段としては有効である。なお、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器は、中央制御室での監視はできないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが、耐震性は有しており、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</p> <p>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>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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>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・スパージャ ・復水補給水系 ・消火系 ・純水補給水系 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<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 ・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 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 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>	<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 <p>・燃料給油設備</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）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・復水補給水系配管 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 <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> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合） <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> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動系 <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>(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が高圧時における注水機能が喪失した場合においても、重大事故等の進展を抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合） <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> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水圧系 <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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 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。</p> <p>・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。</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」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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>1.2.2 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、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、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）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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、高圧代替注水系注入弁の全開操作を実施し、当直副長に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全開とする。</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、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系起動による原子炉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。</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、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、発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。</p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を全開とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</p> <p>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、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 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）及び可搬型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、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。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>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。</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。</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、サブレーション・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。 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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開とする。</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蒸気止め弁を全開とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.2 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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</p> <p>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで約 40 分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>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、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、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</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。室温は通常運転時と同程度である。</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：1.2 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.2-19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>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>	

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原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンクドレン弁等を開操作することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p>	<p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>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、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、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、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（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>また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンク点検口を開放することにより、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.7図、第1.2.8図に、タイムチャートを第1.2.9図に示す。</p> <p>[現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。</p> <p>③現場運転員E及びFは、原子炉圧力容器内の水位を確認するため、原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁、原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁、原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁の全開操作を実施し、当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、原子炉隔離時冷却系注入弁を現場操作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原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。</p> <p>⑦当直副長は、現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。また、中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-8図、第1.2-9図に、タイムチャートを第1.2-10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原子炉隔離時冷却系起動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現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却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>④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系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運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系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真空タンク点検口の開放操作を実施後、原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁の全開操作を実施し、発電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原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の全開を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口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後、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（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を装着し、発電長に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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ラ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>⑥重大事故等対応要員は、原子炉建屋原子炉棟地下2階原子炉隔離時冷却系ポンプ室の水密扉を開放し固縛する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、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原子炉棟地下2階原子炉棟床ドレン・サンプまで敷設する。</p> <p>⑧重大事故等対応要員は、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重大事故等対応要員は、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、原子炉棟床ドレン・サンプへ送水を開始する。</p> <p>⑩重大事故等対応要員は、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重大事故等対応要員は、排水処理を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</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、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）8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125分以内、重大事故等対応要員による排水処理開始まで300分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具（自給式呼吸用保護具及び耐熱服）、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>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ラ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（自給式呼吸用保護具及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池）が枯渇する前に常設代替交流電源設備、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。</p> <p>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) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、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>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・プール冷却系）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、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。</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、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が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等は「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>常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、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（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) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備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. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動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（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失し、サブプレッション・プール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。</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、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等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電 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) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 直流給電車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、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。</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>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。</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1.2-19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>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内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る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>	

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</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、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプの吸込圧力を確保するため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p>	<p>(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、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で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</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1.2-11図に、タイムチャートを第1.2-12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、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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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。 ※ [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ダ圧力指示値が約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。 ※【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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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>②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>③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>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>[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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉並びにほう酸水注入系テストタンク出口弁の全開操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑧当直副長は、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑨現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系注入弁(A)又は(B)の全開操作を実施した後、ほう酸水注入ポンプ(A)又は(B)を起動する。原子炉建屋地上3階ほう酸水注入系貯蔵タンク室（管理区域）にて、ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後、速やかにほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給する。</p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵槽水位指示値により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑪現場運転員C及びDは復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約20分で可能である。</p> <p>さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで約65分で可能である。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ注水する場合は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで約75分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、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。</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60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>	

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. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、制御棒駆動系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。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1.2.12図に、タイムチャートを第1.2.13図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、制御棒駆動系の起動に必要なポンプ、監視計器の電源及び冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動系が使用可能か確認する。</p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、制御棒駆動水ポンプ (A) の起動操作を実施し、制御棒駆動水ポンプ (A) が起動したことを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動系系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</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、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、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で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-13図に、タイムチャートを第1.2-14図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁、監視計器の電源及び冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水ポンプの起動操作を実施し、制御棒駆動水ポンプが起動したことを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開とする。</p> <p>⑥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制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>		

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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。</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源は、通常時の補給にて使用する純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系から補給する。</p>	<p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-19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高圧炉心スプレイ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、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。</p> <p>なお、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。</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）	東海第二	備考
<p>1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の第一水源は復水貯蔵槽であり、LOCA信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高）かつサブプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお、事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に保持する。</p>	<p>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、原子炉隔離時冷却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、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。サブプレッション・プール水枯渇、サブプレッション・チェンバ破損又はサブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、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。</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>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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウエル圧力高）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1.2-15図に、タイムチャートを第1.2-16図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系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））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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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。 [原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合）]</p> <p>①当直副長は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える前に原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え、その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁が全開、その後、原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバ・プール側吸込隔離弁が全閉し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。</p> <p>操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>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、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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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高圧炉心注水系を起動し、復水貯蔵槽又はサプレッション・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>高圧炉心注水系の第一水源は復水貯蔵槽であり、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、高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心注水系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお、事前にサプレッション・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>[高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高）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高圧炉心スプレイ系を起動し、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、高圧炉心スプレイ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、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復水貯蔵タンクもある。残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が機能喪失している場合、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、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復水貯蔵タンク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1.2-17図に、タイムチャートを第1.2-18図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系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）又はドライウエル圧力高）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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[高圧炉心注水系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合）]</p> <p>①当直副長は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える前に高圧炉心注水系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え、その後の高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで、高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁が全開、その後、高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバ・プール側吸込隔離弁が全閉し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。</p> <p>操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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，高圧炉心注水系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>復水貯蔵槽への水の補給手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉水位の監視又は推定に係る計装設備に関する手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>サブプレッション・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>非常用交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する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，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順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>	

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>第1.2.1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（1/6） （重大事故等対処設備（設計基準拡張））</p>	<p>第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，手順書一覧（1/6） （設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する発電用原子炉の冷却）</p>																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">発電用原子炉の冷却</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1</td> <td rowspan="2">重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">高圧炉心注水系による</td> <td>高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1</td> <td rowspan="2">重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	-	発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A	-	高圧炉心注水系による	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">設計基準事故対処設備</td> <td rowspan="2">-</td> <td>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却</td> <td>高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	設計基準事故対処設備	-	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																											
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	-	発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等																											
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A																												
	-	高圧炉心注水系による	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 対処設備 重大事故等																											
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器																												
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																											
設計基準事故対処設備	-	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書																											
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書																											
<p>※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>※1：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。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。 ※4：運転員等による操作不要の設備である。</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：1.2 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 (2/6) (フロントライン系故障時)					対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/6) (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	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	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	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	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	常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備				高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」
※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					※1：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。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。 ※4：運転員等による操作不要の設備である。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3/6） （サポート系故障時）					対応手段、対処設備、手順書一覧（3/6） （サポート系故障時）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレナー 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	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレナー 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書
	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器		対処設備	重大事故				原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
	水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ※1		設備	自主対策				水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料給油設備※2		
全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレナー 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	－ ※1	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 サブプレッション・チェンバ※1 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・ストレナー 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1			設備	自主対策				所内常設直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	
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・ストレナー 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ			重大事故等 対処設備	重大事故等						
復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	対処設備	重大事故等								

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※1：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。
 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
 ※4：運転員等による操作不要の設備である。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 (4/6) (サポート系故障時)					対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/6) (サポート系故障時)						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備	- ※1	サポート系故障時	全交流動力電源	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ ※1 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 原子炉压力容器 所内常設直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 燃料給油設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					※1：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。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。 ※4：運転員等による操作不要の設備である。						

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5/6） （監視及び制御）					対応手段、対処設備、手順書一覧（5/6） （監視及び制御）								
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	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				
監視及び制御	-	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	監視及び制御	-	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器 ※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 サブプレッション・プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備									
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」				重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領			
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備									
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」				重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領			
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備									
		高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	-	高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器 ※3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	監視及び制御	-	高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器 ※3	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） 高圧代替注水系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
					常設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 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備							
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 可搬型計測器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」				重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
				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	自主対策設備								

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
 ※4：運転員等による操作不要の設備である。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（6/6） （重大事故等の進展抑制）				対応手段、対処設備、手順書一覧（6/6） （重大事故等の進展抑制）									
重大事故等の進展抑制	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	進展抑制（ほう酸水注入系による）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 ほう酸水貯蔵タンク※1 ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等			
			進展抑制（注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消防系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	—				自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等		
			進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備※1 第二代替交流電源設備※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」				制御棒駆動水ポンプによる進展抑制（注水）	制御棒駆動水ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※4 復水貯蔵タンク※1 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※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等
			進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPCF緊急注水」						自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等
※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。				※1：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。									
※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。				※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。									
※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。				※3：手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。									
※4：運転員等による操作不要の設備である。				※4：運転員等による操作不要の設備である。									

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/5）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 10%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 70%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源 直流125V主母線盤A電圧 直流125V充電器並A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水			事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準	電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」	判断基準	電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計	補機監視機能 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水			事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	判断基準	電源 直流125V主母線盤A電圧 直流125V充電器並A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計	補機監視機能 可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	<p style="text-align: center;">第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/7）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 10%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 70%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">非常時運転手順書II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 サブプレッション・プール水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動			非常時運転手順書II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準	電源 緊急用直流125V主母線盤電圧	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	水源の確保 サブプレッション・プール水位	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量	水源の確保 サブプレッション・プール水位	
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																			
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水																																																					
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準	電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧																																																			
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																			
	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																				
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																			
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																			
原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量																																																					
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																					
事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「HPAC現場起動」	判断基準	電源 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧																																																			
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																			
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																			
	操作	原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計																																																			
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力																																																			
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水																																																					
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動（排水処理）」	判断基準	電源 直流125V主母線盤A電圧 直流125V充電器並A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器並蓄電池電圧																																																			
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																			
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																			
	操作	原子炉压力容器内の水位 可搬式原子炉水位計																																																			
		補機監視機能 可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力																																																			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																			
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動																																																					
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準	電源 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																			
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）																																																			
		水源の確保 サブプレッション・プール水位																																																			
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）																																																			
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																			
原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量																																																					
水源の確保 サブプレッション・プール水位																																																					

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等</p> <p>AM設備別操作手順書</p>	監視計器一覧（2／7）			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）
	<p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(I) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p>			
	判断基準	電源		緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		原子炉圧力容器内の水位		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） （可搬型計測器） 原子炉水位（狭帯域）
	操作	水源の確保		サブプレッション・プール水位
		原子炉圧力容器内の水位		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） （可搬型計測器） 原子炉水位（狭帯域）
原子炉圧力容器への注水流量		高圧代替注水系系統流量（可搬型計測器）		
補機監視機能		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
		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 常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3／7）			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
	1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (I) 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 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動			
	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準	電源 原子炉圧力容器内の水位	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） （可搬型計測器） 原子炉水位（狭帯域）
			水源の確保	サブプレッション・プール水位
			操作	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 （可搬型計測器）		
補機監視機能	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			

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2/5）			監視計器一覧（4/7）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 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			
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源	判断基準	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。） 2 C 電圧 パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧
		原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域）
		水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位 純水タンク水位	純水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位
原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
補機監視機能		ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力		
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	判断基準	電源	操作	原子炉圧力容器内の水位	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
		原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉水位（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）
		補機監視機能			原子炉補機冷却水系(A) 系統流量	
		水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	
	操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	補機監視機能	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
		原子炉圧力容器への注水量		制御棒駆動系系統流量		
補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力					
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）					

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 (3/5)			監視計器一覧 (5/7)			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	判断基準	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	判断基準	電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器への注水流量	高圧炉心注水系 (B) 系統流量		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能	高圧炉心注水系 (B) 吐出圧力		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
			非常時運転手順書 II (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等			
			AM 設備別操作手順書			

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 (4/5)			監視計器一覧 (6/7)					
手順書	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)	手順書	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)			
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧		
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位		
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量		
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度		水源の確保	サブプレッション・プール水位		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位					
					非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等			
		AM設備別操作手順書						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 (5/5)			監視計器一覧 (7/7)			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水			1.2.2.4 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧	判断基準	電源	M/C HPCS 電圧 直流125V主母線盤 HPCS 電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)		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)
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度		原子炉圧力容器内の注水量	高圧炉心注水量 高圧炉心注水量 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水量 (B) 系統流量 高圧炉心注水量 (C) 系統流量		補機監視機能	高圧炉心注水量 (B) 吐出圧力 高圧炉心注水量 (C) 吐出圧力
		補機監視機能	高圧炉心注水量 (B) 吐出圧力 高圧炉心注水量 (C) 吐出圧力		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「水位確保」等			非常時運転手順書 II (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等			
AM設備別操作手順書			AM設備別操作手順書			

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>第1.2.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="85 303 280 343">対象条文</th> <th data-bbox="280 303 504 343">供給対象設備</th> <th data-bbox="504 303 698 343">給電元給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="85 343 280 885" rowspan="4">【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td> <td data-bbox="280 343 504 478">高圧代替注水系弁</td> <td data-bbox="504 343 698 478">常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 478 504 654">原子炉隔離時冷却系弁</td> <td data-bbox="504 478 698 654">所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 654 504 766">ほう酸水注入系ポンプ・弁</td> <td data-bbox="504 654 698 766">常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系</td> </tr> <tr> <td data-bbox="280 766 504 885">中央制御室監視計器類</td> <td data-bbox="504 766 698 885">常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A系 計測用 B系</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V	原子炉隔離時冷却系弁	所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A系 計測用 B系	<p>第1.2-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1019 303 1232 343">対象条文</th> <th data-bbox="1232 303 1579 343">供給対象設備</th> <th data-bbox="1579 303 1836 343">給電元給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1019 343 1232 901" rowspan="4">【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td> <td data-bbox="1232 343 1579 518">原子炉隔離時冷却系 弁</td> <td data-bbox="1579 343 1836 518">所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1232 518 1579 630">高圧代替注水系 弁</td> <td data-bbox="1579 518 1836 630">常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1232 630 1579 790">ほう酸水注入系ポンプ・弁</td> <td data-bbox="1579 630 1836 790">常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 モータコントロールセンタ 2 C系 (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。) MCC 2 D系</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1232 790 1579 901">中央制御室監視計器類</td> <td data-bbox="1579 790 1836 901">常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系 弁	所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 モータコントロールセンタ 2 C系 (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。) MCC 2 D系	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤	
対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																								
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V																								
	原子炉隔離時冷却系弁	所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V																								
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系																								
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A系 計測用 B系																								
対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																								
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系 弁	所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A																								
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤																								
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 モータコントロールセンタ 2 C系 (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。) MCC 2 D系																								
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤																								

<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>東海第二</p>	<p>備考</p>
<p>凡例 AND条件 OR条件 フロントライン系 サポート系</p> <p>原子炉高圧時の冷却機能喪失 ① RSC機能喪失 (A/C電源) ② HPC機能喪失 (A/C電源) ※1 RSCポンプ故障 ※2 HPCポンプ故障 ※3 RSC配管・弁故障 ※4 HPC配管・弁故障 ※5 RSC静電弁故障 ※6 HPC静電弁故障 ※7 RSC配管・弁故障</p> <p>フロントライン系設備時の対応手段 ① 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ② 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 サポート系設備時の対応手段 ③ 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ④ 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ⑤ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電 ⑥ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電 ⑦ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電</p> <p>サポート系 RSC機能喪失 (A/C電源) HPC機能喪失 (A/C電源) RSCポンプ故障 HPCポンプ故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障 RSC静電弁故障 HPC静電弁故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障</p> <p>フロントライン系 RSC機能喪失 (A/C電源) HPC機能喪失 (A/C電源) RSCポンプ故障 HPCポンプ故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障 RSC静電弁故障 HPC静電弁故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障</p>	<p>凡例 AND条件 OR条件 フロントライン系 サポート系</p> <p>原子炉高圧時の冷却機能喪失 ① RSC機能喪失 (A/C電源) ② HPC機能喪失 (A/C電源) ※1 RSCポンプ故障 ※2 HPCポンプ故障 ※3 RSC配管・弁故障 ※4 HPC配管・弁故障 ※5 RSC静電弁故障 ※6 HPC静電弁故障 ※7 RSC配管・弁故障</p> <p>フロントライン系設備時の対応手段 ① 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ② 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 サポート系設備時の対応手段 ③ 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ④ 高圧バウンダリ側の冷却機能を確保するための発電機出力調整による発電機出力の制御 ⑤ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電 ⑥ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電 ⑦ 可搬型電源設備による原子炉高圧時冷却系への給電</p> <p>サポート系 RSC機能喪失 (A/C電源) HPC機能喪失 (A/C電源) RSCポンプ故障 HPCポンプ故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障 RSC静電弁故障 HPC静電弁故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障</p> <p>フロントライン系 RSC機能喪失 (A/C電源) HPC機能喪失 (A/C電源) RSCポンプ故障 HPCポンプ故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障 RSC静電弁故障 HPC静電弁故障 RSC配管・弁故障 HPC配管・弁故障</p>	<p>備考</p> <p>第1.2-1図 機能喪失原因対策分析 (1/2)</p>

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 data-bbox="996 941 1093 1388" style="width: 30%;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> □ AND条件 △ 対象件 ○ フロントライン系 □ 予ボート系 </div> <div data-bbox="996 750 1093 917" style="width: 30%;"> <p>(略称)</p> <ul style="list-style-type: none"> M/C:メタルクラック検出機 P/C:パーセプタ </div> <div data-bbox="996 239 1097 606" style="width: 30%;"> <p>フロントライン系機器の可及的停止</p> <ol style="list-style-type: none"> ①: 高圧バウンダリ系機器の可及的停止による発電用原子炉の冷却 ②: 高圧バウンダリ系機器の可及的停止による発電用原子炉の冷却 ③: 予ボート系機器の可及的停止 ④: 原子炉機器冷却装置の可及的停止による発電用原子炉の冷却 ⑤: 代替冷却装置稼働による原子炉機器冷却装置への冷却 <p>注1: 高圧バウンダリ系については、①及び②の対応手段は対象外である。</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> </div>	<p style="text-align: center;">第1.2-1 図 機能喪失原因対算分析 (2/2)</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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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;">R/R フロントライン系 サポート系 設備を想定 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 故障の規定・対応手段</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>故障発生機種</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> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="18">HPCF B機能喪失</td> <td rowspan="6">HPCFポンプの故障 非故障</td> <td rowspan="2">配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源</td> <td>CSP水源</td> <td>CSP</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>S/C水源</td> <td>S/C</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>RCWR Pk</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>RCWR Pk</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>RCWR Pk</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">補機冷却系故障</td> <td rowspan="2">P/C故障</td> <td>P/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>M/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主母線短絡故障</td> <td>主母線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (AC/DC電源)</td> <td>駆動源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">駆動源喪失 (AC電源)</td> <td rowspan="2">P/C故障</td> <td>P/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>M/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主母線短絡故障</td> <td>主母線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (DC電源)</td> <td>駆動源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">HPCF C機能喪失</td> <td rowspan="6">HPCFポンプの故障 非故障</td> <td rowspan="2">配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源</td> <td>CSP水源</td> <td>CSP</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>S/C水源</td> <td>S/C</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td>RCWRポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>RCWR Pk</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">補機冷却系故障</td> <td rowspan="2">P/C故障</td> <td>P/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>M/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主母線短絡故障</td> <td>主母線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (AC/DC電源)</td> <td>駆動源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">RCO機能喪失</td> <td rowspan="6">RCOポンプの故障 非故障</td> <td rowspan="2">配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源</td> <td>CSP水源</td> <td>CSP</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>S/C水源</td> <td>S/C</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCOポンプ</td> <td>RCOポンプ</td> <td>RCOポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>RCO Pk</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">補機冷却系故障</td> <td rowspan="2">P/C故障</td> <td>P/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>M/C故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主母線短絡故障</td> <td>主母線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (AC/DC電源)</td> <td>駆動源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送電線短絡故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>										故障発生機種	故障要因①	故障要因②	故障要因③	故障要因④	故障要因⑤	故障要因⑥	故障要因⑦	故障要因⑧		HPCF B機能喪失	HPCFポンプの故障 非故障	配管								静的機器故障							水源	CSP水源	CSP						S/C水源	S/C	配管					RCWRポンプ	RCWRポンプ	RCWRポンプ						静的機器故障	RCWR Pk						RCWRポンプ	RCWRポンプ						静的機器故障	RCWR Pk						RCWRポンプ	RCWRポンプ							静的機器故障	RCWR Pk						補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障						M/C故障						主母線短絡故障	主母線短絡故障							送電線短絡故障							駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失							送電線短絡故障							駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障	P/C故障						M/C故障						主母線短絡故障	主母線短絡故障							送電線短絡故障							駆動源喪失 (DC電源)	駆動源喪失							送電線短絡故障							HPCF C機能喪失	HPCFポンプの故障 非故障	配管							静的機器故障						水源	CSP水源	CSP						S/C水源	S/C	配管					RCWRポンプ	RCWRポンプ	RCWRポンプ						静的機器故障	RCWR Pk						補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障						M/C故障						主母線短絡故障	主母線短絡故障							送電線短絡故障							駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失							送電線短絡故障							RCO機能喪失	RCOポンプの故障 非故障	配管							静的機器故障						水源	CSP水源	CSP						S/C水源	S/C	配管					RCOポンプ	RCOポンプ	RCOポンプ						静的機器故障	RCO Pk						補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障						M/C故障						主母線短絡故障	主母線短絡故障							送電線短絡故障							駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失							送電線短絡故障						
故障発生機種	故障要因①	故障要因②	故障要因③	故障要因④	故障要因⑤	故障要因⑥	故障要因⑦	故障要因⑧																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
HPCF B機能喪失	HPCFポンプの故障 非故障	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
			静的機器故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
		水源	CSP水源	CSP																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			S/C水源	S/C	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		RCWRポンプ	RCWRポンプ	RCWRポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			静的機器故障	RCWR Pk																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
	RCWRポンプ		RCWRポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	静的機器故障		RCWR Pk																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	RCWRポンプ		RCWRポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			静的機器故障	RCWR Pk																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
	補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			M/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
		主母線短絡故障	主母線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
		駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障	P/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			M/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
主母線短絡故障		主母線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
駆動源喪失 (DC電源)		駆動源喪失																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
HPCF C機能喪失	HPCFポンプの故障 非故障	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
			静的機器故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
		水源	CSP水源	CSP																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			S/C水源	S/C	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		RCWRポンプ	RCWRポンプ	RCWRポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			静的機器故障	RCWR Pk																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		M/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	主母線短絡故障	主母線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
RCO機能喪失	RCOポンプの故障 非故障	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
			静的機器故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
		水源	CSP水源	CSP																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			S/C水源	S/C	配管																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		RCOポンプ	RCOポンプ	RCOポンプ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
			静的機器故障	RCO Pk																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
補機冷却系故障	P/C故障	P/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		M/C故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	主母線短絡故障	主母線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	駆動源喪失 (AC/DC電源)	駆動源喪失																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		送電線短絡故障																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対応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 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所／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】

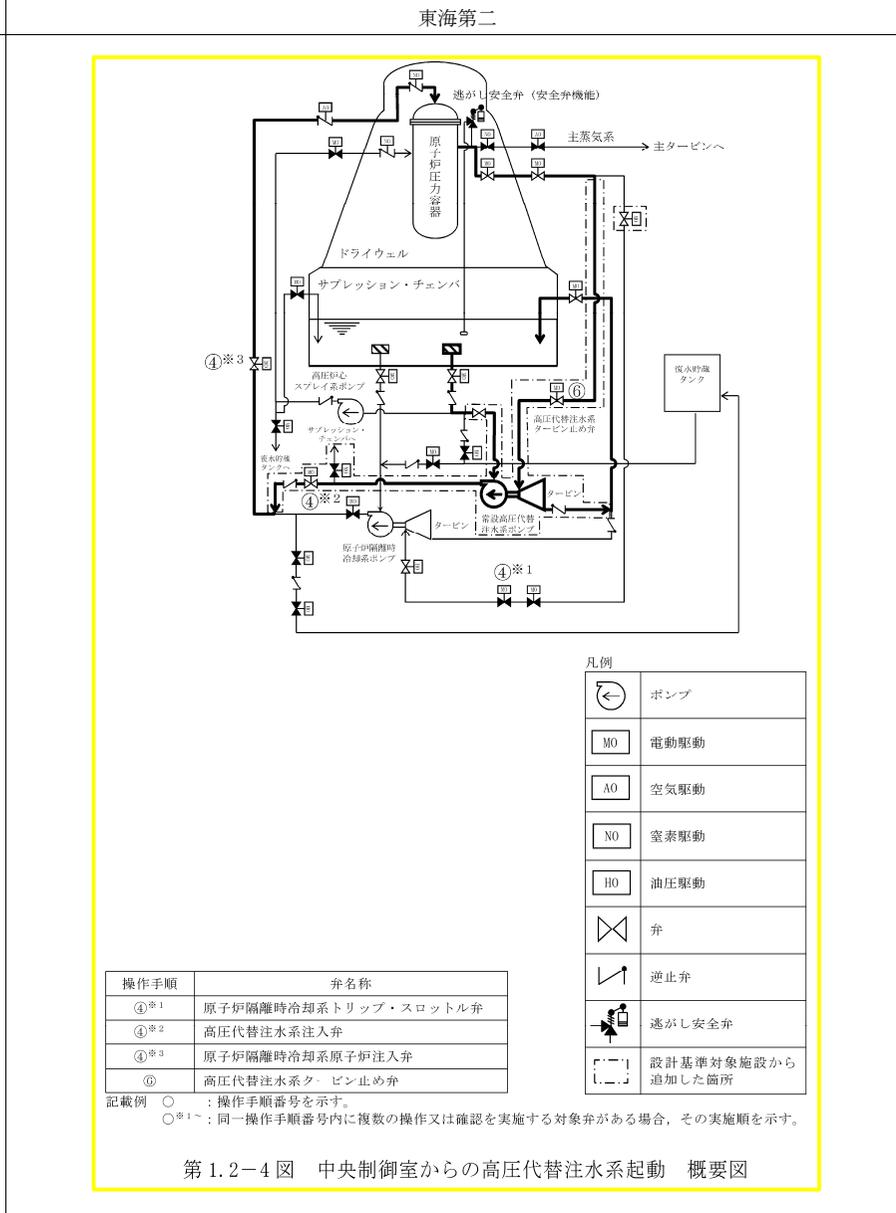
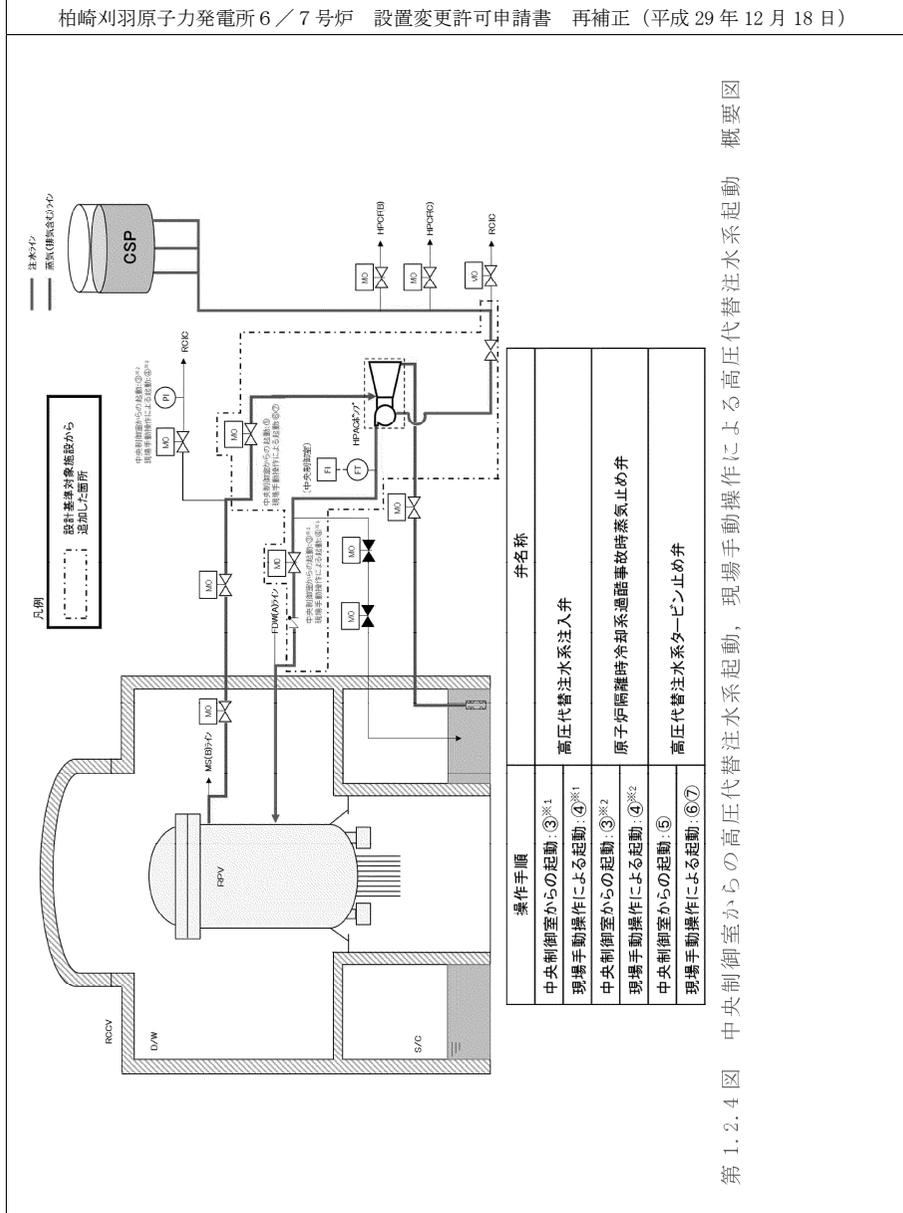
黄色ハッチング：前回からの変更点

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="154 292 925 1163" style="border: 1px solid black; height: 546px; width: 344px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="293 1225 786 1254" style="text-align: center;">第1.2.2図 EOP「水位確保」における対応フロー</p>	<div data-bbox="999 244 1626 1390" style="border: 1px solid black; height: 718px; width: 280px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1632 459 1659 1214" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">第1.2-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー</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）	東海第二	備考
<div data-bbox="147 296 902 976" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="273 1051 775 1086" data-label="Caption"> <p>第1.2.3図 EOP「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="999 248 1619 1385" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1619 454 1659 1214" data-label="Caption"> <p>第1.2-3図 非常時運転手順書II（微候べーす）「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<p>備考</p>

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

黄色ハッチング：前回からの変更点



備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
中央制御室からの 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A, B 2	<p>15分 高圧代替注水系統による原子炉圧力容器への注水開始</p> <p>電線検査 系統構成 起動、注水開始</p>							

第 1.2.5 図 中央制御室からの高圧代替注水系統起動 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		20	40	60	80	100	120	140	
現場手動操作による 高圧代替注水系統起動	中央制御室運転員 A 現場運転員 C, D 現場運転員 E, F 2	<p>40分 高圧代替注水系統による原子炉圧力容器への注水開始</p> <p>遠隔運転設備準備 原子炉水位警報器</p> <p>移動、系統検査 起動、注水開始</p> <p>移動、原子炉水位計接続 原子炉水位警報器(可搬式原子炉水位計)及び原子炉水位制御</p>							

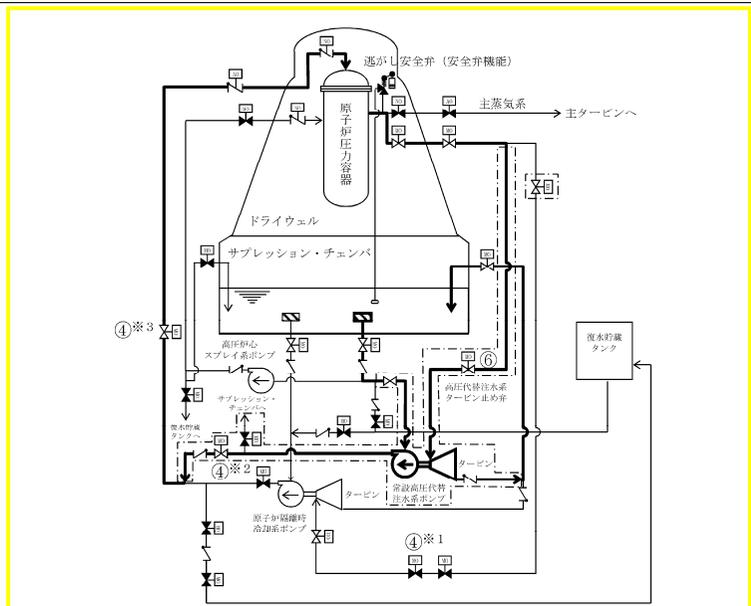
第 1.2.6 図 現場手動操作による高圧代替注水系統起動 タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)							備考
		2	4	6	8	10	12	14	
中央制御室からの 高圧代替注水系統起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2	<p>中央制御室からの高圧代替注水系統起動 10分</p> <p>必要な負荷の電源切替る操作</p> <p>系統構成、注水開始操作</p>							

第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧代替注水系統起動 タイムチャート

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

<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>  <table border="1" data-bbox="1064 1173 1467 1292"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④*1</td> <td>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁</td> </tr> <tr> <td>④*2</td> <td>高圧代替注水系注入弁</td> </tr> <tr> <td>④*3</td> <td>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>高圧代替注水系タービン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <table border="1" data-bbox="1556 861 1780 1292"> <thead> <tr> <th colspan="2">凡例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>窒素駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>油圧駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逃がし安全弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第 1.2-6 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図</p>	操作手順	弁名称	④*1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁	④*2	高圧代替注水系注入弁	④*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	⑥	高圧代替注水系タービン止め弁	凡例			ポンプ		電動駆動		空気駆動		窒素駆動		油圧駆動		弁		逆止弁		逃がし安全弁		設計基準対象施設から追加した箇所	<p>備考</p>
操作手順	弁名称																															
④*1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁																															
④*2	高圧代替注水系注入弁																															
④*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁																															
⑥	高圧代替注水系タービン止め弁																															
凡例																																
	ポンプ																															
	電動駆動																															
	空気駆動																															
	窒素駆動																															
	油圧駆動																															
	弁																															
	逆止弁																															
	逃がし安全弁																															
	設計基準対象施設から追加した箇所																															

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																		
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1008 300 1111 335">手順の項目</th> <th data-bbox="1111 300 1263 335">実施箇所・必要員数</th> <th data-bbox="1263 300 1747 335">経過時間（分）</th> <th data-bbox="1747 300 1850 335">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" data-bbox="1008 335 1850 370" style="text-align: center;">現場手動操作による高圧代替注水系起動 68分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1008 370 1111 478" rowspan="3">現場手動操作による高圧代替注水系起動</td> <td data-bbox="1111 370 1263 478">運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td data-bbox="1263 370 1747 478"> </td> <td data-bbox="1747 370 1850 478"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1111 478 1263 587">運転員等 （当直運転員） （現場）</td> <td data-bbox="1263 478 1747 587"> </td> <td data-bbox="1747 478 1850 587"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1111 587 1263 657">運転員等 （当直運転員及び 重大事変等対応要員） （現場）</td> <td data-bbox="1263 587 1747 657"> </td> <td data-bbox="1747 587 1850 657"></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考	現場手動操作による高圧代替注水系起動 68分				現場手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）			運転員等 （当直運転員） （現場）			運転員等 （当直運転員及び 重大事変等対応要員） （現場）			
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考																		
現場手動操作による高圧代替注水系起動 68分																					
現場手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）																				
	運転員等 （当直運転員） （現場）																				
	運転員等 （当直運転員及び 重大事変等対応要員） （現場）																				
第1.2-7図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート																					

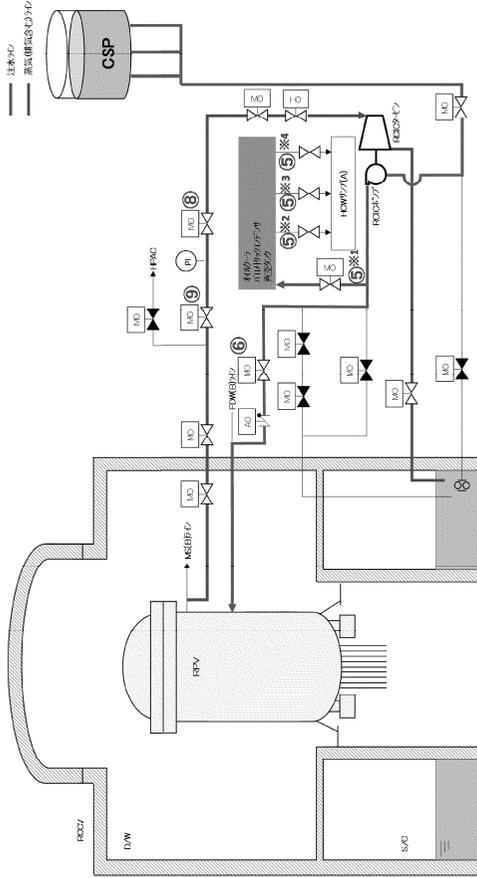
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

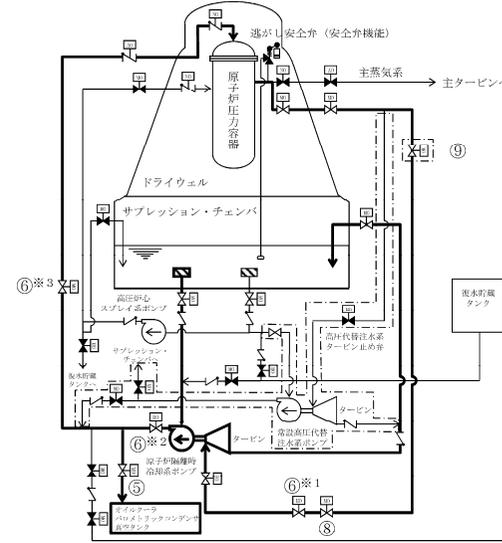
東海第二

備考



操作手順	弁名称
⑤※1	原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁
⑤※2	原子炉隔離時冷却系真空タンク排水ドレン弁
⑤※3	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑤※4	原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁
⑥	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁
⑨	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁

第 1.2.7 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	空素駆動
	油圧駆動
	弁
	逆止弁
	逃がし安全弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

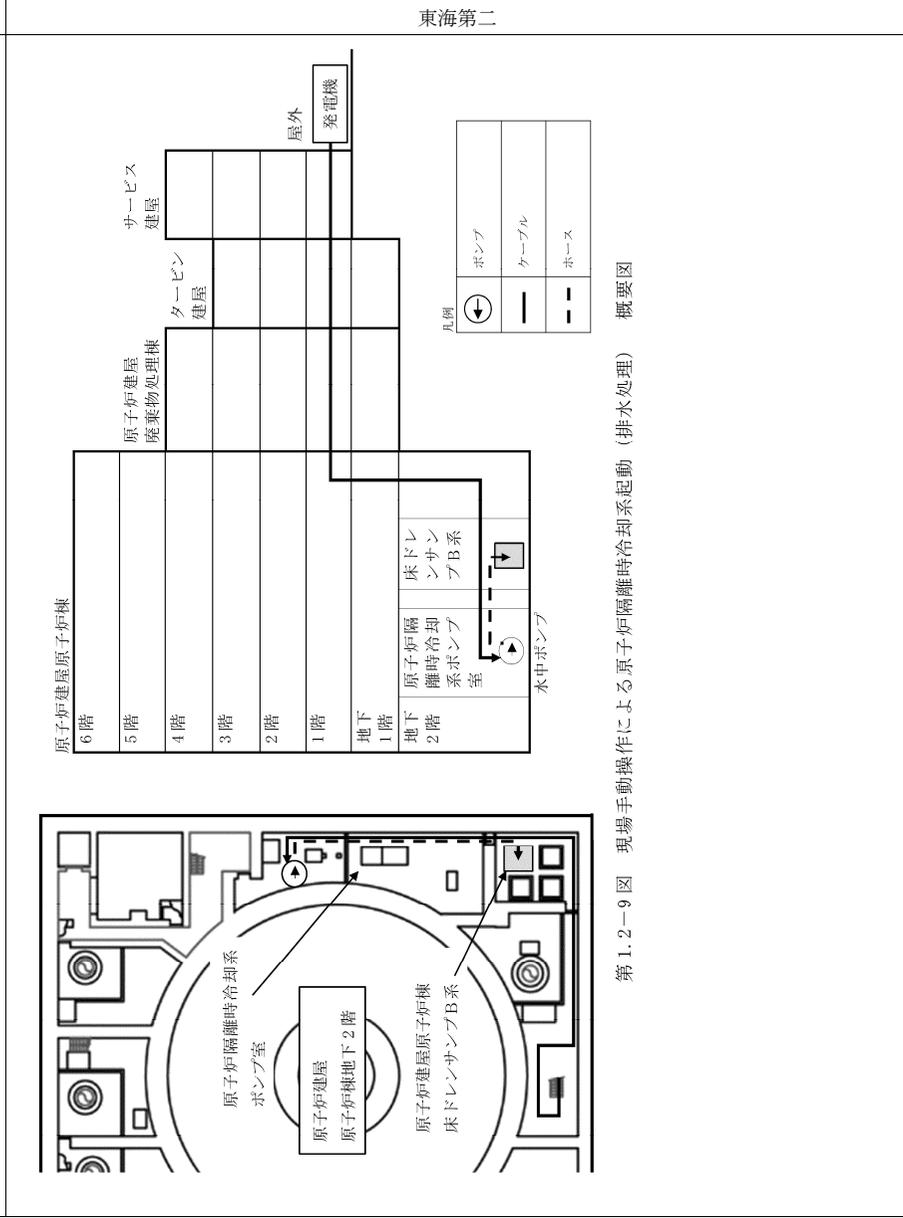
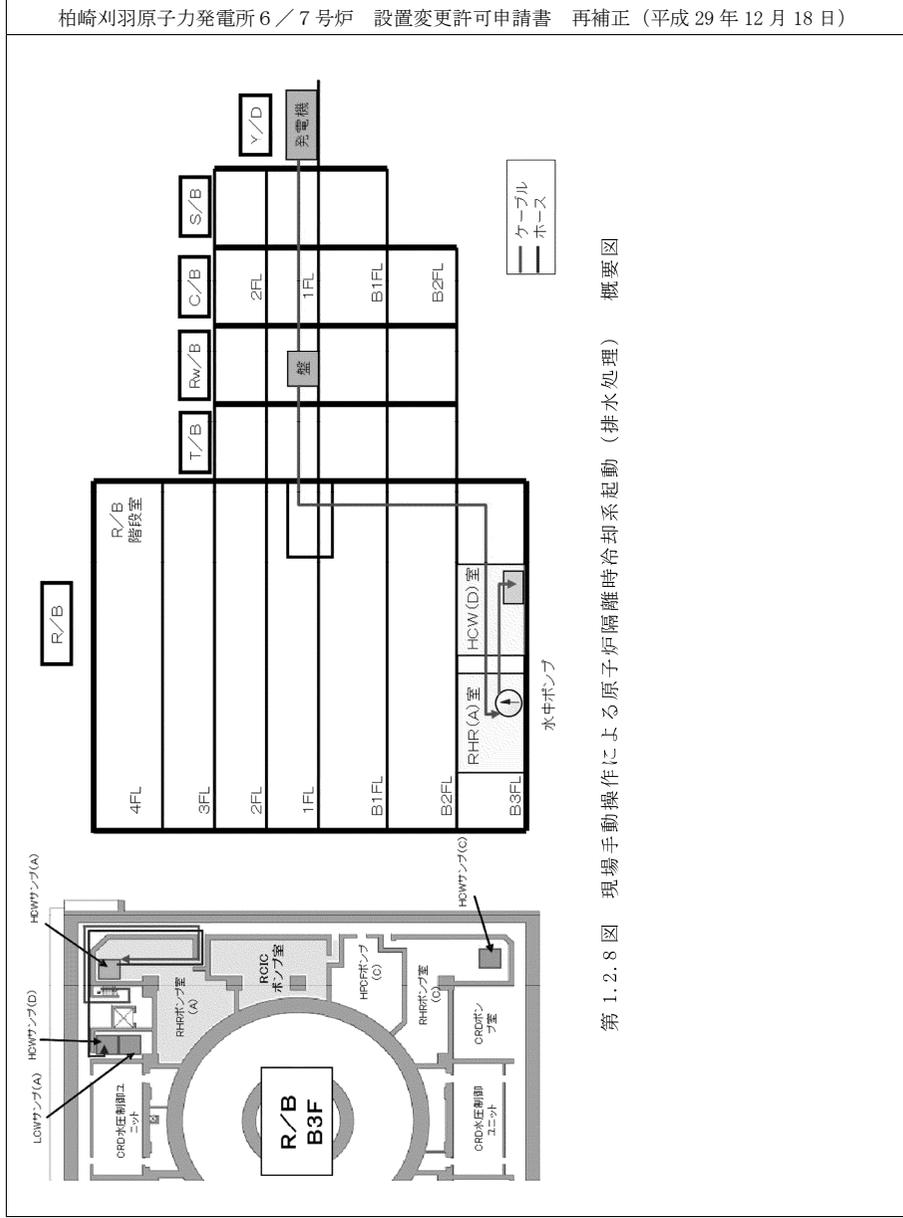
操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
⑥*1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
⑥*2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥*3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑨	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁

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

第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点



備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考					
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120	130	140	150	160
現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動 及び排水処理	中央制御室要員 A	原子炉隔離時冷却系による 80分 原子炉圧力容器への注水開始																	
	現場運転員 C、D	原子炉隔離時冷却系による注水開始																	
	現場運転員 E、F	原子炉隔離時冷却系による注水開始																	
	緊急時対策要員	緊急時対策要員																	

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

東海第二

備考

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																			備考
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	
現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 12.2分																			
	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	原子炉水位監視																			
	運転員等 (当直運転員及び 重大事故時対応要員) (現場) 2	原子炉水位監視及び原子炉水位の制御																			
	運転員等 対応要員 4	原子炉水位監視																			

第 1.2-10 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 タイムチャート

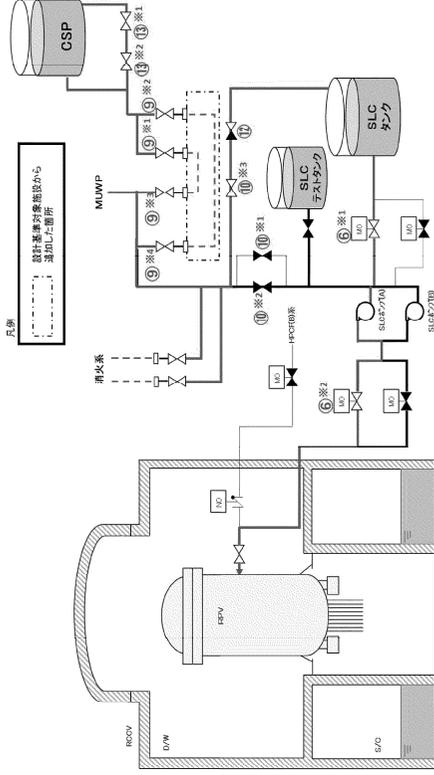
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

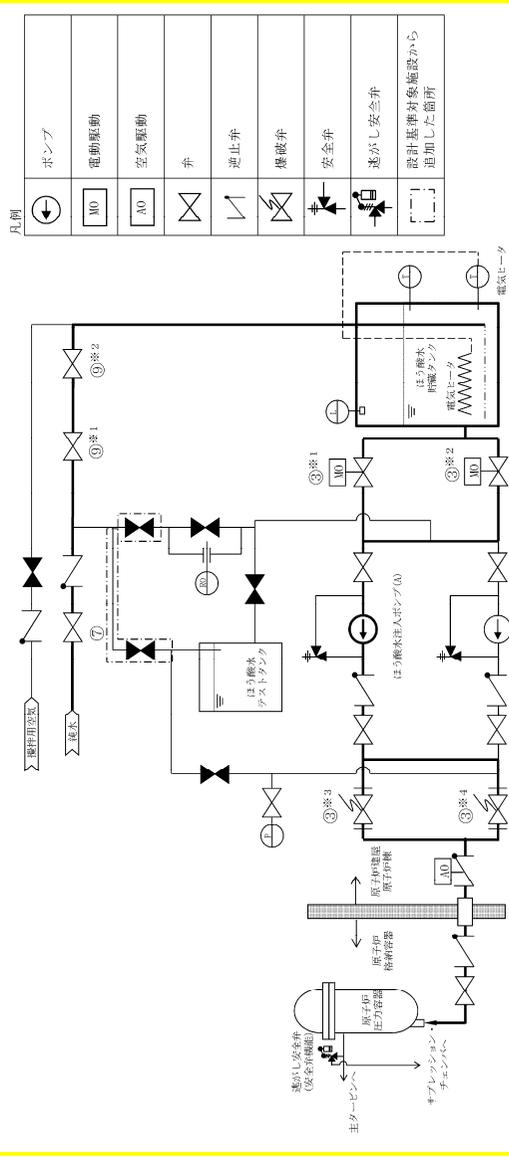
東海第二

備考



操作手順	弁名称
⑥※1	ほう酸水注入系ポンプ吸込弁
⑥※2	ほう酸水注入系注入弁
⑧※1	種水補給水系制御弁出口ドレン弁
⑧※2	種水補給水系制御弁出口ドレンライン接続口止め弁
⑧※3	種水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア圧差検出ホースコネクタ止め弁
⑧※4	種水補給水系MSV/SRVランピング差圧検出ホースコネクタ止め弁
⑧※5	ほう酸水注入系ドレン口排水供給弁
⑧※6	ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク排水弁
⑧※7	ほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク排水入口弁
⑧※8	種水補給水系異常閉鎖止め弁
⑧※9	種水補給水系異常閉鎖防止弁

第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水
（ほう酸水注入系貯蔵タンク使用） 概要図（1/2）



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑦	ほう酸水貯蔵タンク排水供給ライン元弁
③※1, ③※4	ほう酸水注入系爆破弁	⑧※1, ⑧※2	ほう酸水貯蔵タンク排水供給弁

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

第 1.2-11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 概要図

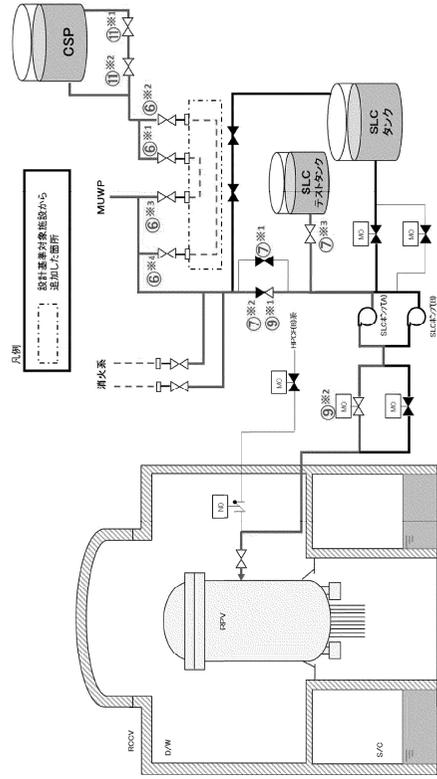
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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



操作手順	井名
⑥F1	復水補給水系統調整計出口ドレン弁
⑥F2	復水補給水系統調整計出口ベントライン接続口止め弁
⑥F3	純水補給水系統ほう酸水注入系PEエリア排除兼用ホースコネクタ止め弁
⑥F4	純水補給水系統(MSV/SRV)ラジエータ調整兼用ホースコネクタ止め弁
⑦F1	ほう酸水注入系封水供給弁
⑦F2	ほう酸水注入系ドレン排水供給弁
⑦F3	ほう酸水注入系注入弁
⑧F1	復水補給水系統 非常用連絡 次止め弁
⑧F2	復水補給水系統 非常用連絡2次止め弁

第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水
(ほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図 (2/2)

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始														
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始														
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水(ほう酸水注入系貯蔵タンク使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2 現場運転員 E, F 2													

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水(ほう酸水注入系テストタンク使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2 現場運転員 E, F 2													

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

東海第二

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
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	運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1 運転員等(当直運転員)(現場) 2													

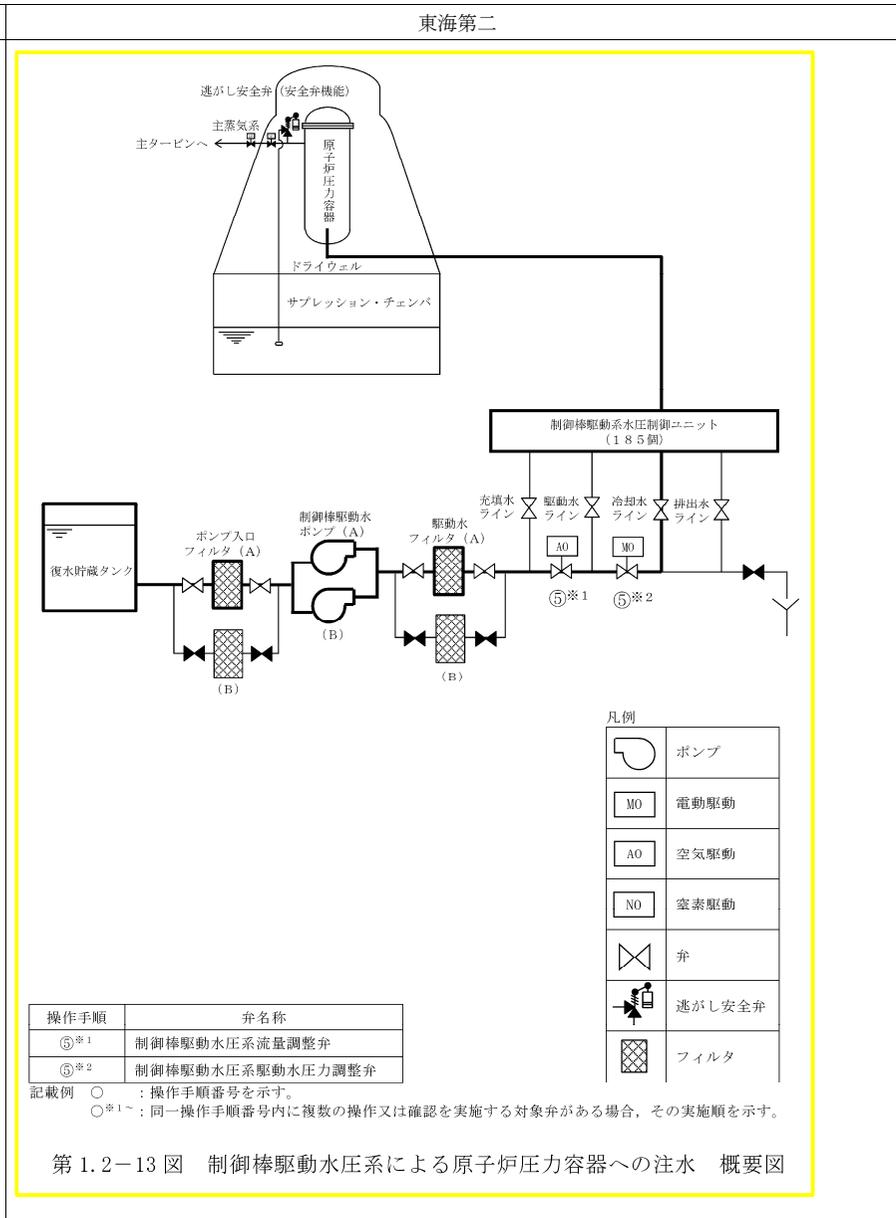
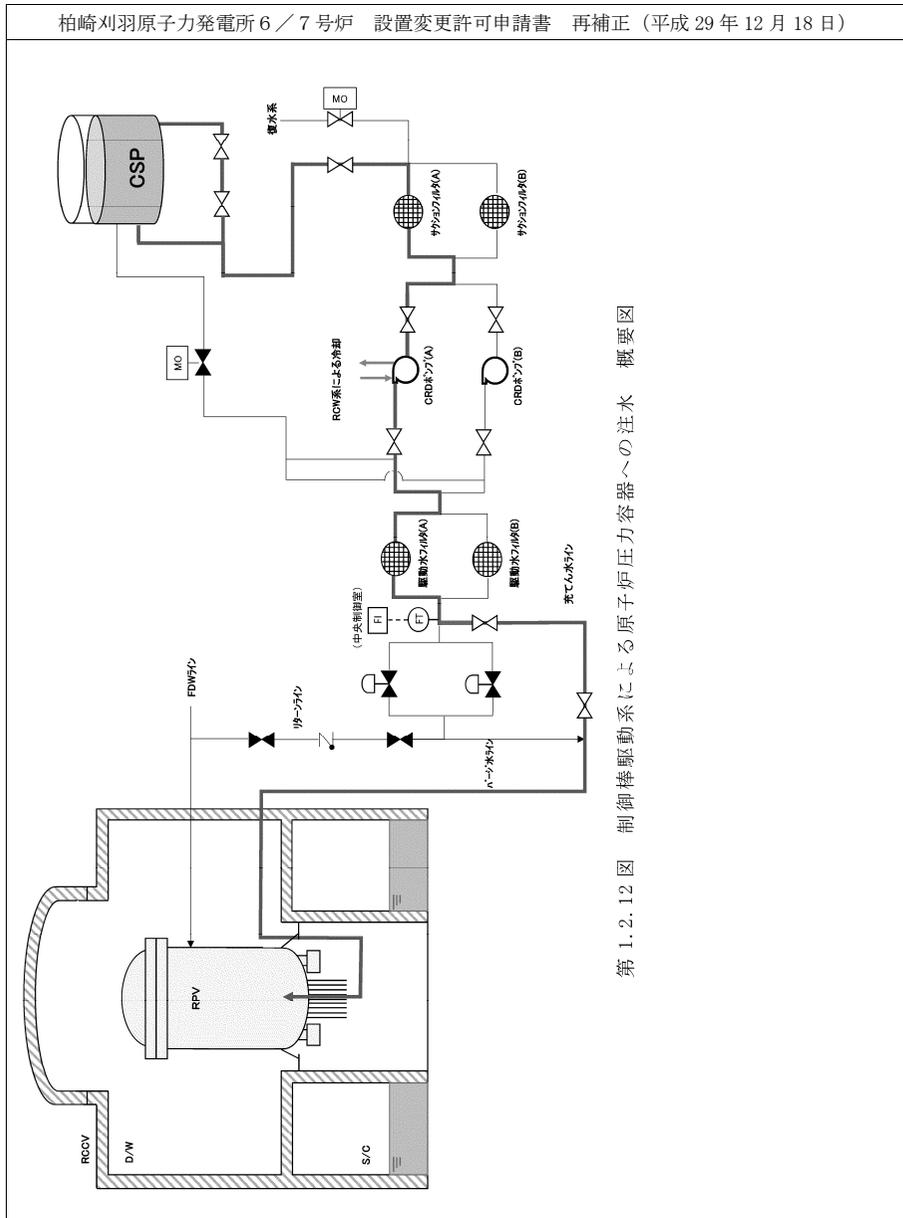
※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内で可能である。

第 1.2-12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート

備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点



備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

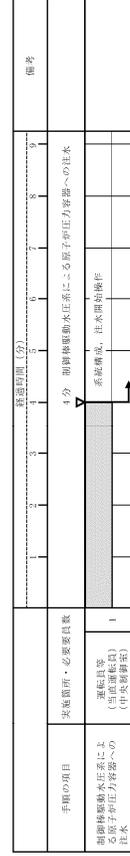
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員 A, B 2	20分 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始								
		運転員等 (当班運転員) (中央制御室)	1							
		連絡連絡等準備 監視方法								
		注水圧力確認								
		ポンプ起動、注水開始								

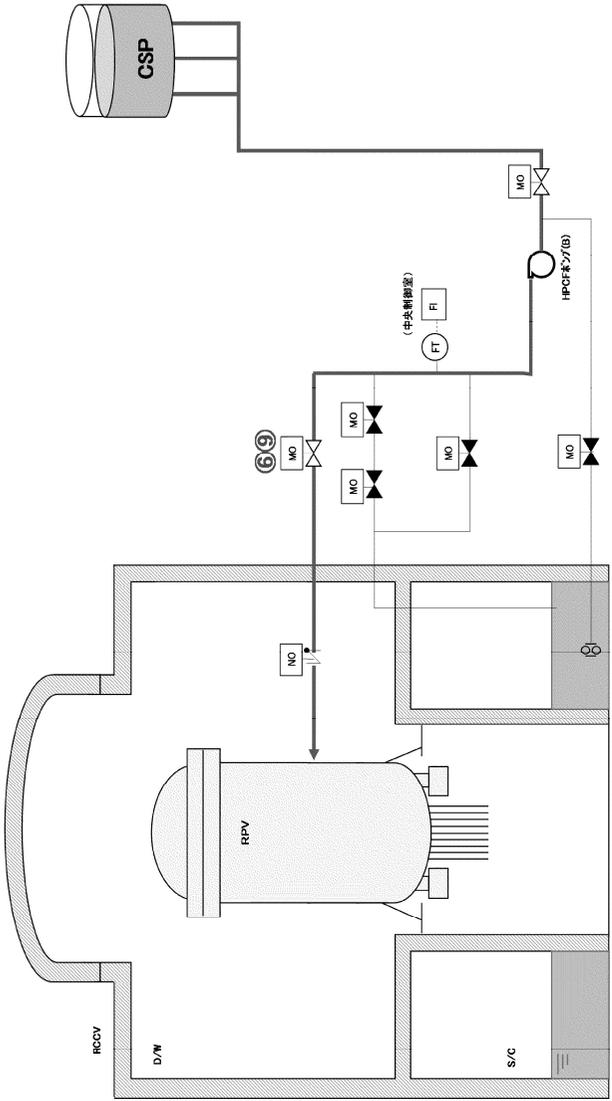
第1.2.13 図 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第1.2-14 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

<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>東海第二</p>	<p>備考</p>				
 <table border="1" data-bbox="779 518 860 1145"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥⑨</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1.2.14図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑥⑨	高圧炉心注水系注入弁(B)		
操作手順	弁名称					
⑥⑨	高圧炉心注水系注入弁(B)					

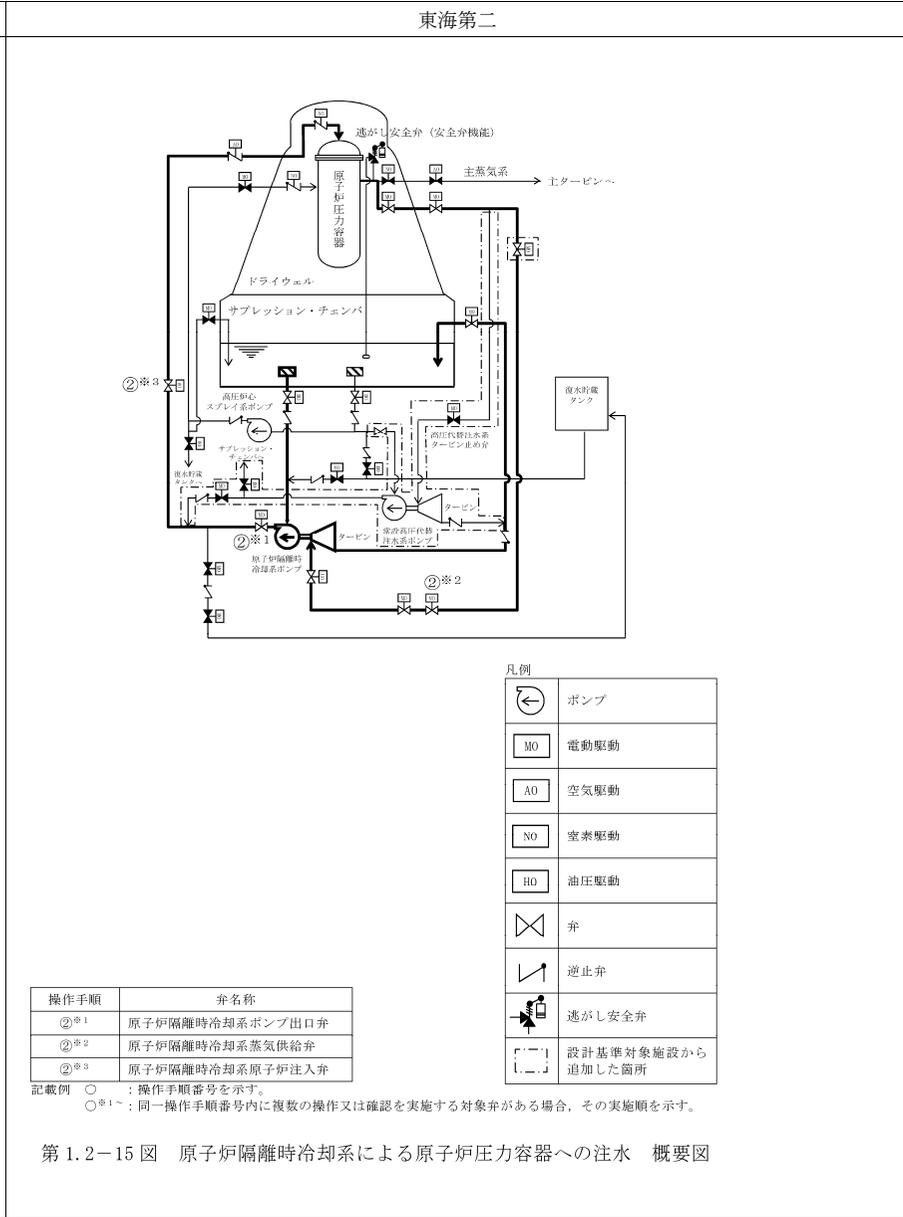
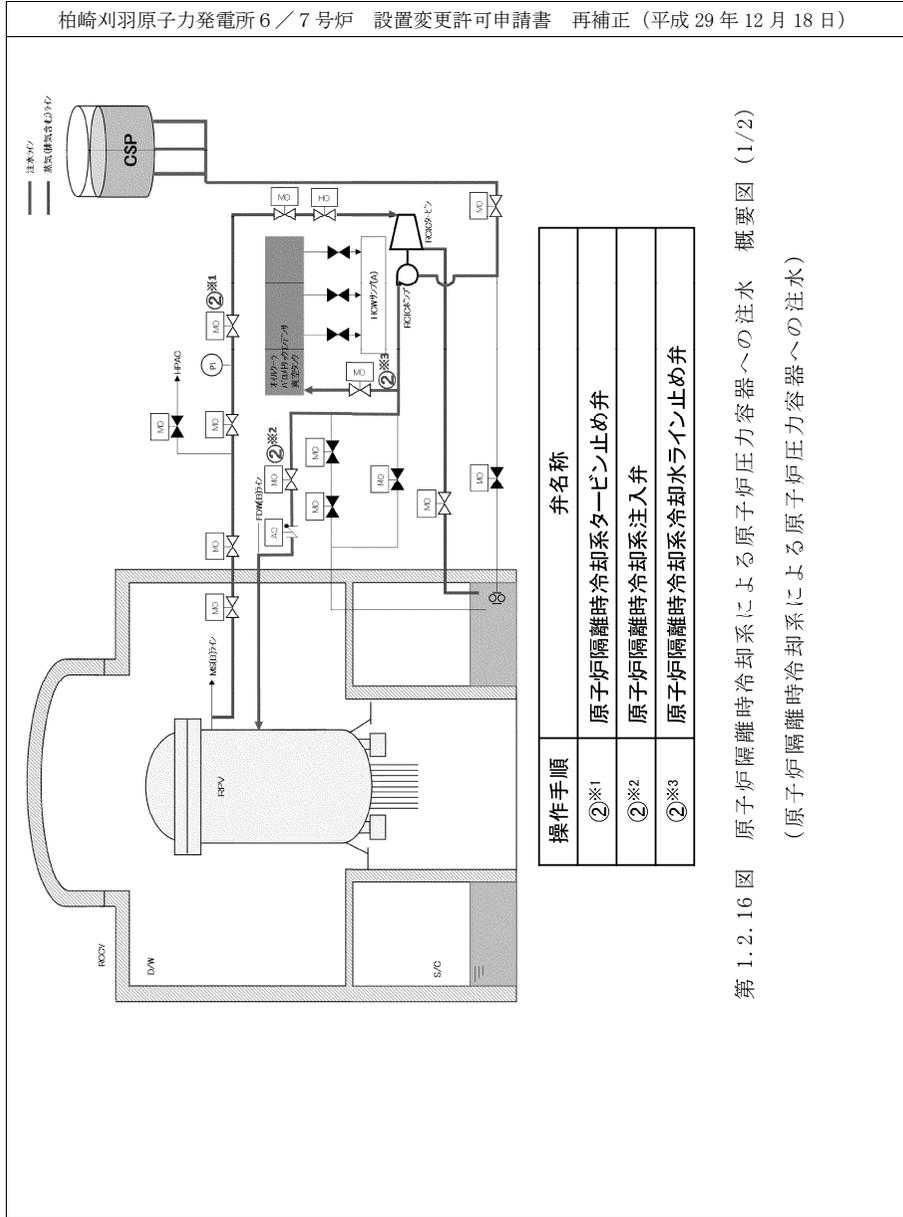
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目 高圧炉心注水系による 原子炉圧力容器への 緊急注水	要員(数) 中央制御室運転員 A、B 2		※高圧炉心注水系が シェア回転後、運転許 容時間を経過する前 に停止する。
	第 1.2.15 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水 タイムチャート		

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点



備考

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																																																											
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="8" style="text-align: center;">経過時間（分）</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="8" style="text-align: center;">0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5</td> <td style="text-align: center;">備考</td> </tr> <tr> <td style="width:15%;">手順の項目</td> <td style="width:15%;">実施箇所・必要員数</td> <td colspan="8" style="text-align: center;">2分 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td style="font-size: small;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td colspan="8" style="text-align: center;"> </td> <td></td> </tr> </table> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="8" style="text-align: center;">経過時間（分）</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="8" style="text-align: center;">0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5</td> <td style="text-align: center;">備考</td> </tr> <tr> <td style="width:15%;">手順の項目</td> <td style="width:15%;">実施箇所・必要員数</td> <td colspan="8" style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)</td> <td style="font-size: small;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td colspan="8" style="text-align: center;"> </td> <td></td> </tr> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第 1.2-16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート</p>					経過時間（分）											0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5								備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水									原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												経過時間（分）											0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5								備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 3分									原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1										備考
		経過時間（分）																																																																																											
		0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5								備考																																																																																			
手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																																																																																											
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																																											
		経過時間（分）																																																																																											
		0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5								備考																																																																																			
手順の項目	実施箇所・必要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 3分																																																																																											
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																																											

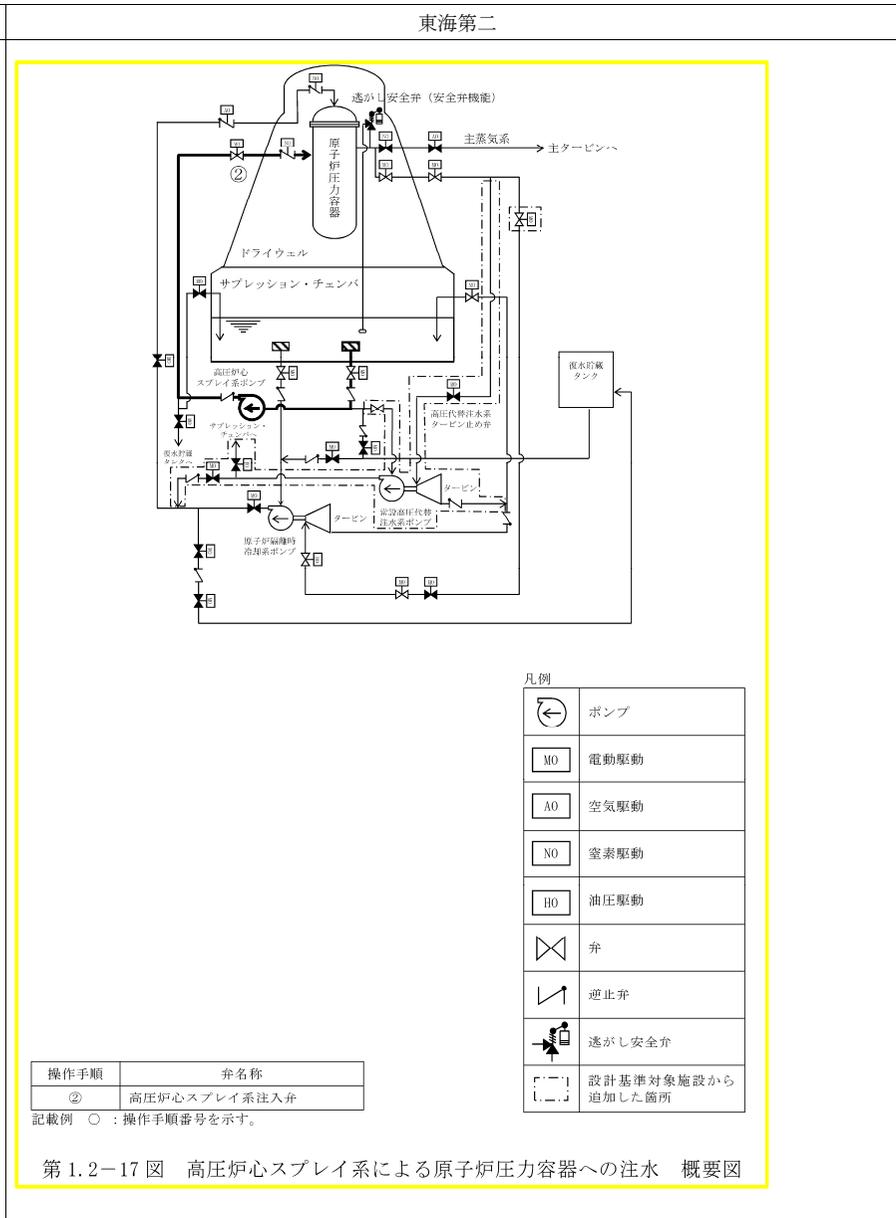
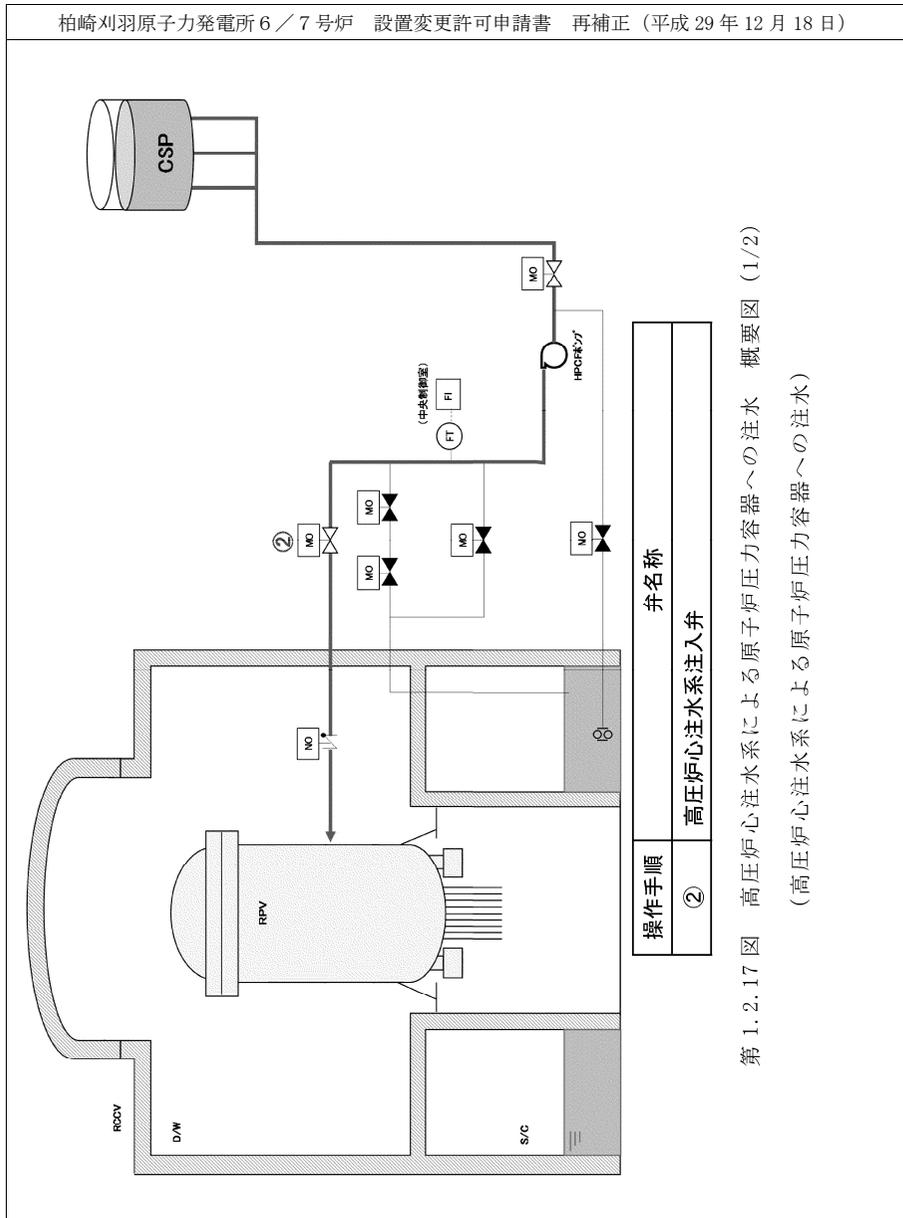
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

<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>東海第二</p>	<p>備考</p>						
<div style="display: flex; align-items: center;"> </div> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2) (原子炉隔離時冷却系の水源切替え (サブプレッション・チェンバールから復水貯蔵槽))</p>	操作手順	弁名称	②※1	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	②※2	原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁		
操作手順	弁名称							
②※1	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁							
②※2	原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁							

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

黄色ハッチング：前回からの変更点



備考

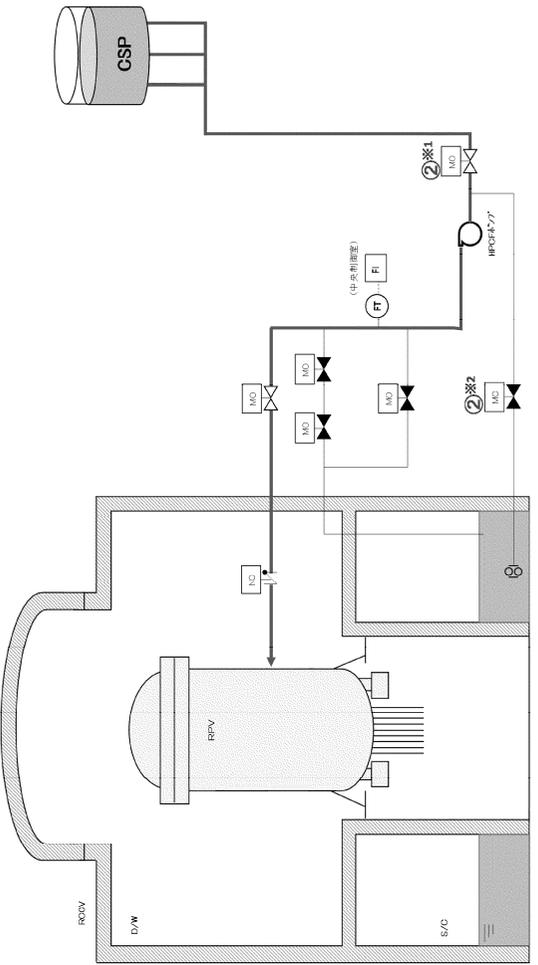
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																					
			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th colspan="1">備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th colspan="1"></th> <th colspan="1"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>												経過時間(分)										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水											高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												
		経過時間(分)										備考																																																						
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																								
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水																																																																
高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																
			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th colspan="1">備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th colspan="1"></th> <th colspan="1"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="10"> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>												経過時間(分)										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水											高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												
		経過時間(分)										備考																																																						
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																								
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水																																																																
高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																
<p>第 1.2-18 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート</p>																																																																		

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

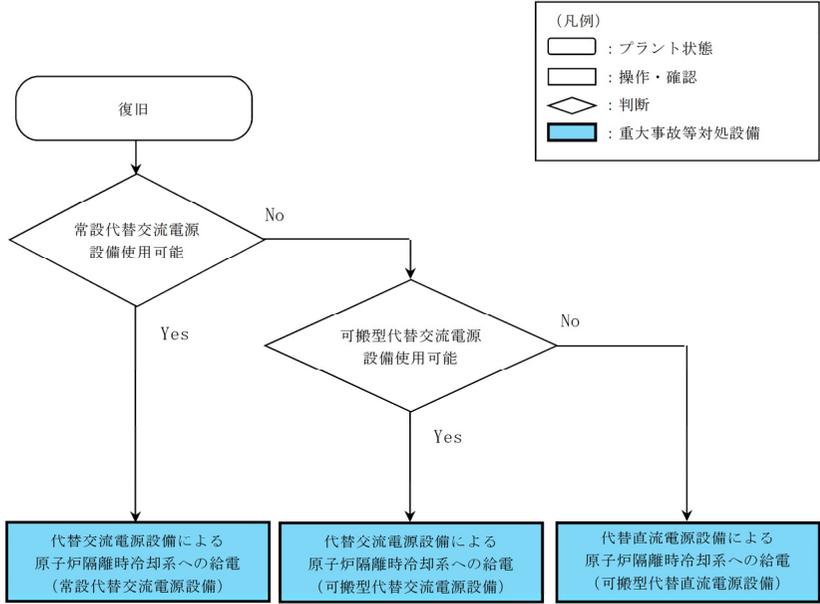
黄色ハッチング：前回からの変更点

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						
 <table border="1" data-bbox="649 359 772 1173"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="795 343 884 1197">第1.2.17図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2） （高圧炉心注水系の水源切替え（サブプレッション・チェンバール側から復水貯蔵槽））</p>	操作手順	弁名称	②※1	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁	②※2	高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁		
操作手順	弁名称							
②※1	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁							
②※2	高圧炉心注水系サブプレッション・チェンバール側吸込隔離弁							

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水不可 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系故障</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>第 1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>給水・復水系による原子炉注水不可 原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレィ系故障</p> <p>第 1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/4）</p>	<p>備考</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）	東海第二	備考
	<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)</p> <p>※1</p> <p>※1</p> <p>第 1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)</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）	東海第二	備考
	<p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/2)</p>  <p>第1.2-19図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/4)</p>	

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>※ 純水補給水系を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はテストタンクに補給をしながら注水を行う。なお、純水補給水系が使用できない場合は、海水補給水系又は河川水系を水源として補給を行う。</p> <p>第 1. 2. 18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>※ 純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給しながら注水を行う。</p> <p>第 1. 2 - 19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/4)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放</p> <p>c. 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放</p>	<p>1.3.2.2 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>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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</p> <p>b. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</p> <p>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</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) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>i. 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、代替自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」におけるEOP「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。</p>	<p>i) 減圧の自動化</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に、過渡時自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。</p> <p>なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応操作中は、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過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。</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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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） 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 ・燃料給油設備 <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>ii) 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（逃がし弁機能） ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） ・ 主蒸気系配管・クエンチャ ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ ・ 自動減圧機能用アキュムレータ ・ 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 ・ 燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 ・第二代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 <p>タービンバイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、逃がし弁機能用アキュムレータ、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>また、上記所内常設直流電源設備への継続的な給電を使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>タービン・バイパス弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替減圧で使用する設備のうち、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）、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、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備、常設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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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> <ul style="list-style-type: none"> ・第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p> ・タービンバイパス弁、タービン制御系 <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> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし弁機能用アキュムレータ <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_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。</p> ・タービン・バイパス弁、タービン制御系 <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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・AM用切替装置（SRV） ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>i) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（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 ・代替所内電気設備 ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁（自動減圧機能） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き） ・ 主蒸気系配管・クエンチャ ・ 自動減圧機能用アキュムレータ 	<p>ii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） ・ 主蒸気系配管・クエンチャ ・ 自動減圧機能用アキュムレータ 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置） ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能なし D, E, K, U の4個） ・ 主蒸気系配管・クエンチャ <p>(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、高圧窒素ガス供給系により逃がし安全弁の駆動源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i. 高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源を高圧窒素ガス供給系から供給している期間において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>(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、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源が窒素供給系から非常用窒素供給系に切り替わることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を非常用窒素供給系高圧窒素ボンベから供給している期間において、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ボンベに切り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガスポンペ <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガス供給系配管・弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>非常用窒素供給系による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ ・逃がし安全弁（自動減圧機能） ・主蒸気系配管・クエンチャ <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料給油設備 <p>ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を非常用窒素供給系からの供給している期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）により窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置（小型） ・逃がし安全弁（自動減圧機能） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・非常用窒素供給系配管・弁 ・自動減圧機能用アキュムレータ ・所内常設直流電源設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料給油設備 <p>iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。また、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペに切り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ ・逃がし安全弁（逃がし弁機能^{※3}：A，G，S，Vの4個） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 <p>※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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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ガスを供給可能な設計としている。</p> <p>i. 逃がし安全弁の背圧対策 想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定する。 逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を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"> ・ 高圧窒素ガスボンベ ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 <p>(d) 復旧 全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源により逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i. 代替直流電源設備による復旧 代替直流電源設備（可搬型直流電源設備又は直流給電車）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型直流電源設備 ・ 直流給電車及び電源車 	<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>i) 逃がし安全弁の背圧対策 想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定する。 逃がし安全弁の背圧対策として、窒素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"> ・ 非常用窒素供給系 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系 <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>i) 代替直流電源設備による復旧 可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</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"> ・ 可搬型代替直流電源設備 ・ 燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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、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 ・第二代替交流電源設備 ・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、AM用切替装置（SRV）、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガス供給系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>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直流125V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 ・燃料給油設備 <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、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁（自動減圧機能）、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧で使用する設備のうち、非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、主蒸気系配管・クエンチャ、非常用窒素供給系配管・弁、自動減圧機能用アキュムレータ、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置） 現状の設備では系統構成（フランジ取外し、ホース取付け）を原子炉建屋原子炉区域で実施しなければならず、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。 ・直流給電車 給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。 ・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。 <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 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、逃がし安全弁の手动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> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置（小型） 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保まで時間を要するが、逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給可能であれば、重大事故等の対処に必要な窒素を確保できることから有効な手段である。 <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 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、逃がし安全弁の手动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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>・逃がし安全弁（逃がし弁機能）</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</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>・所内常設直流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・常設代替直流電源設備</p> <p>・可搬型代替直流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>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>・逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくSs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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。</p> <p>なお、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・自動減圧機能用アキュムレータ ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 	<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p>なお、原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁（自動減圧機能） ・逃がし安全弁（逃がし弁機能） ・主蒸気系配管・クエンチャ ・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 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する高圧炉心注水系注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁 ・ 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁 ・ 残留熱除去系 A 系注入弁 ・ 残留熱除去系 B 系注入弁 ・ 残留熱除去系 C 系注入弁 <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（自動減圧機能）、主蒸気系配管・クエンチャ、自動減圧機能用アキュムレータ、高圧炉心スプレイ系注入弁、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> 	<p>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 <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_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。</p> ・タービン・バイパス弁、タービン制御系 <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できれば、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i) 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。 ・主復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>ii) 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。 	

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>【低圧注水手段がある場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系※²以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>【注水手段がない場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>※1：「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>【低圧注水手段がある場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系※²以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>【注水手段がない場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系以上の起動」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系以上起動することをいう。</p> <p>※2：「低圧注水系1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 中央制御室運転員 A は, 原子炉冷却材温度変化率が 55°C/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 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, 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 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°C/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 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[逃がし安全弁による減圧]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧するよう指示する。</p> <p>②^a 判断基準 i：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材温度変化率が 55℃/h を超えないように逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>②^b 判断基準 ii：急速減圧の場合 中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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 中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き又は逃がし弁機能）2 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を行う。</p>	<p>【逃がし安全弁による減圧】</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 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 運転員等は中央制御室にて、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 運転員等は中央制御室にて、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。 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。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、サブプレッション・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱を行う。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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。 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、低圧注水系、低圧代替注水系（常設）又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>(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。 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1.3-19図に示す。</p> <p>自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、主復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。主復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位異常低下（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（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は、過渡時自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合、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。 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、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。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、低圧注水系1系※2以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。 逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素が確保されている場合。 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。 	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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：「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>(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：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2：「低圧注水系1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、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>(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1.3-6図に、タイムチャートを第1.3-7図に示す。</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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[逃がし安全弁の駆動源（電源）確保及び開放操作]</p> <p>④a [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 [現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤a 中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のAM用切替装置（SRV）で、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放を指示する。</p> <p>⑦a 当直副長は、中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑧a 中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑨a [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 中央制御室運転員A及びBは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。 [現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 現場運転員C及びDは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p> <p>⑩a 中央制御室運転員A及びB、又は現場運転員C及びDは、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。 [逃がし安全弁の開保持用の駆動源（高圧窒素ガス）確保操作]</p> <p>④b 現場運転員C及びDは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。 なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</p> <p>⑤b 現場運転員E及びFは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全閉操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>⑥ 発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。</p> <p>⑦ 発電長は、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。</p> <p>⑧ 運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動で開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑨ 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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、原子炉建屋地上4階北西通路、南西通路にて、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、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>(c) 操作の成立性 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、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。 また、可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）にて確認が可能であるため、いずれかの計器で確認する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。 ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達した場合。</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21分以内で可能である。 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、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の計器にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作ができない状態において、以下の条件が全て成立した場合。 ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{*2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）作動の窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>※2: 「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 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 [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p>中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p>現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p>	<p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）作動の窒素が確保されている場合。</p> <p>※1: 「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2: 「低圧注水系1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、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>(b) 操作手順</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能（自動減圧機能）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。</p> <p>①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、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</p> <p>なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</p> <p>④現場運転員E及びFは、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の全閉操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員E及びFは、原子炉建屋地上4階北西通路，南西通路にて、窒素ガス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。</p> <p>⑥現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤内の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動回路に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑦当直副長は、現場運転員に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開放を指示する。</p> <p>⑧当直副長は、中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑨現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び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。</p> <p>④発電長は、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。</p> <p>⑤発電長は、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。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A), (B) 供給弁の全閉操作を実施する。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>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。</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"> ・ 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。 ・ 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。 <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>		

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3.3図に、概要図を第1.3.9図に、タイムチャートを第1.3.10図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。</p> <p>② [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 [現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、代替逃がし安全弁駆動装置のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)及び高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>④現場運転員E及びFは、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)の全開操作を実施し、当直副長に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、現場運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の開放を指示する。</p> <p>⑥当直副長は、中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑦現場運転員E及びFは、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁を開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑧ [中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 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>		

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p>現場運転員C及びDは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p> <p>⑨中央制御室運転員A及びB、又は現場運転員C及びDは、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放まで約40分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンベに切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、高圧窒素ガスポンベから供給している期間において、高圧窒素ガス供給系出口のポンベ圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンベ（待機側）へ切り替え、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベと取り替える。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え】</p> <p>高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。</p>	<p>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</p> <p>a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</p> <p>窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源が非常用窒素供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。</p> <p>また、非常用窒素供給系から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、使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと取り替える。</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>自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合。</p>	

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>[高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え]</p> <p>高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3.11図に、タイムチャートを第1.3.12図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の操作スイッチを全閉位置から全開位置とし、高圧窒素ガスポンベによる供給に切り替わることを高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全閉及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開により確認する。あわせて、高圧窒素ガス供給系ADS 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。</p> <p>なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、手動操作にて高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全開操作を実施し、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>【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え】</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。</p> <p>①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指示値が1.10MPa [gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。</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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、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。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに高圧窒素ガスポンベの確保を依頼する。</p> <p>⑤現場運転員 C, D, E 及び F は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。</p> <p>⑥現場運転員 C, D, E 及び F は、予備ボンベラックに配備している高圧窒素ガスポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベを取り替える。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、高圧窒素ガスポンベを取り替え後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、当直副長に高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は約 20 分で可能である。 高圧窒素ガスポンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスポンベの取替えによる逃がし安全弁駆動源確保 現場運転員 4 名にて作業を実施した場合は約 60 分で可能である。 <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、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。</p> <p>④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備ボンベラックに配備している非常用窒素供給系高圧窒素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。</p> <p>⑤運転員等は、発電長に非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保が完了したことを報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、非常用窒素供給系による逃がし安全弁（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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え 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。 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え 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、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>	

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. 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間中において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。</p> <p>②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホース接続及び系統構成（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む）を指示する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの隔離操作含む）を実施し、発電長に報告する。</p> <p>④発電長は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成が完了したことを連絡する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源確保完了まで305分以内で可能である。</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。室温は通常運転時と同程度である。</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）	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（逃がし弁機能）開放</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（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（逃がし弁機能（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。なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【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】</p> <p>逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作により発電用原子炉を減圧できない場合。</p> <p>【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え】</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（逃がし弁機能）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</p> <p>非常用逃がし安全弁駆動系A系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放手順の概要は以下のとおり（非常用逃がし安全弁駆動系B系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放手順も同様）。概要図を第1.3-14図に、タイムチャートを第1.3-15図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。</p> <p>③運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を指示する。</p>	

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の全開操作を実施する。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の全開操作を実施する。</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取替えを指示する。</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を取り替える。</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取替えを実施し、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（逃がし弁機能）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。室温は通常運転時と同程度である。</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. 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し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2A及び直流125V主母線盤2Bの電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電が可能な場合。</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、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</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、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約1分で可能である。</p>	<p>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直流125V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、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.3-19図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池を使用）若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>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）により窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。また、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1)a.手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>(1) EOP「原子炉建屋制御」</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。</p> <p>破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系の吐出圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連情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</p> <p>炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については「1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧」にて整備する。</p> <p>1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。</p> <p>破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の吐出圧力上昇、原子炉水位のパラメータ変化、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連情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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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制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1.3-16図及び第1.3-17図に、タイムチャートを第1.3-18図に示す。</p> <p>① 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制及び隔離を指示する。</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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（サブプレッション・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>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施する。</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、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。</p> <p>⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。</p> <p>⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、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>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、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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>		

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、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで15分以内で可能である。</p> <p>中央制御室からの隔離操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで約240分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>[中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性]</p> <p>インターフェイスシステムLOCAが発生する可能性のある操作は、定例試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁手動開閉試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。</p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。</p>	<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作を運転員等（当直運転員）2名にて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。</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、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。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。なお、インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、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。</p> <p>【中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性】</p> <p>インターフェイスシステムLOCAが発生する可能性のある操作は、定期試験として実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。</p> <p>上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[現場での隔離操作の成立性] 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p>[溢水の影響] 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。</p> <p>[インターフェイスシステムLOCAの検知について] 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>【現場隔離操作の成立性】 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮しても、現場での隔離操作は可能である。</p> <p>【溢水の影響】 隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。</p> <p>【インターフェイスシステムLOCAの検知について】 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 非常用交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する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逃がし安全弁、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、 対処設備、手順書一覧（1/4） （フロントライン系故障時）				第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧（1/7） （フロントライン系故障時）							
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き C,H,N,Tの4個） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	— ※1, ※2	自動減圧系	自動減圧系	減圧の自動化	過渡時自動減圧機能 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁（自動減圧機能）※2 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	—※1	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備	（設計基準拡張） 重大事故等対処設備							
	手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「減圧冷却」	事故時運転操作手順書 （シビアアクシデント） 「RPV 制御」	手動操作による減圧（逃がし安全弁）	自動減圧系	手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等
				第二代替交流電源設備 ※3					自主対策 設備		非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」
手動操作による減圧（タービンバイパス弁）	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「減圧冷却」	事故時運転操作手順書 （シビアアクシデント） 「RPV 制御」	手動操作による減圧（タービンバイパス弁）	自動減圧系	手動操作による減圧（タービンバイパス弁）	逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策 設備	重大事故等対策要領	
※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.14 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。				※1: 運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。 ※5: 非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA, G, S及びVである。 ※6: 選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。							

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2／7）						
（フロントライン系故障時）						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	（タービン・バイパス弁） 手動操作による減圧 手動操作による減圧	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」等	
<p>※1：運転員による操作不要の減圧機能である。</p> <p>※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。</p> <p>※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。</p> <p>※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。</p> <p>※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、対応設備、手順書一覧（2/4） （サポート系故障時）					対応手段、対応設備、手順書一覧（3/7） （サポート系故障時）						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書		
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM用切替装置（SRV） 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能なし） 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	サポート系故障時	所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 燃料給油設備※3	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁（自動減圧機能付き） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」						
		駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置） 逃がし安全弁（自動減圧機能なし） D、E、K、Uの4個 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」						
	高圧窒素ガス確保	高圧窒素ガス供給系にトビ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」							
※1：代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。 ※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4：想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。 ※5：原子炉建屋ローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。					※1：運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。 ※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA、G、S及びVである。 ※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。						

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、対応設備、手順書一覧（3/4） （サポート系故障時）					対応手段、対応設備、手順書一覧（4/7） （サポート系故障時）							
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書			
サポート系故障時	-	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	- ※4	サポート系故障時	-	非常用窒素供給系による窒素確保	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書		
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3 直流給電率及び電源率 ※3	- ※3				可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用窒素供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 代替所内電気設備 燃料給油設備※3	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対応設備					可搬型窒素供給装置（小型）	策設備 自主対	重大事故等対応要領	
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備					非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）※5 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
					逃がし安全弁の背圧対策	非常用窒素供給系 非常用逃がし安全弁駆動系	重大事故等対応設備	- ※6				
※1: 代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2: 自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4: 想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。 ※5: 原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。					※1：運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。 ※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA、G、S及びVである。 ※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。							

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5／7） （サポート系故障時）					
	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
	サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－1」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
※1：運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。 ※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。 ※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，あらかじめ供給圧力を設定している。					

【対象項目：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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（4/4） （原子炉格納容器の破損防止，インターフェイスシステム LOCA 発生時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（6/7） （原子炉格納容器の破損防止）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の破損防止	-	蒸気発生機格納容器の破損防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	-	炉心損傷時における格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「AM初期対応」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 重大事故等対策要領
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備				逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	
			高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対処設備（設計基準加圧）						
			原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等対処設備						
インターフェイスシステム LOCA 発生時	-	発電用原子炉の減圧	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	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離								
		原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善								

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

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（7／7）																		
	（インターフェイスシステムLOCA発生時）																		
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="987 316 1043 371">分類</th> <th data-bbox="1043 316 1216 371">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th data-bbox="1216 316 1279 371">対応手段</th> <th data-bbox="1279 316 1624 371">対処設備</th> <th data-bbox="1624 316 1818 371">手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="987 371 1043 1018" rowspan="2">インターフェイスシステムLOCA発生時</td> <td data-bbox="1043 371 1216 1018" rowspan="2">-</td> <td data-bbox="1216 371 1279 699">インターフェイスシステムLOCA発生時の対応</td> <td data-bbox="1279 371 1624 699"> 逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高压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 低压炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁 </td> <td data-bbox="1624 371 1818 699"> 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1216 699 1279 1018"></td> <td data-bbox="1279 699 1624 1018"> 逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系 </td> <td data-bbox="1624 699 1818 1018">自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高压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 低压炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領		逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書															
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応	逃がし安全弁（自動減圧機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 高压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 低压炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」 重大事故等対策要領															
			逃がし安全弁（逃がし弁機能） 逃がし弁機能用アキュムレータ タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備															
	※1：運転員による操作不要の減圧機能である。 ※2：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4：逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁（自動減圧機能）7個のうち2個に接続する。 ※5：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA、G、S及びVである。 ※6：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。																		

【対象項目：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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.3.2表 重大事故等対処に係る監視計器			第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器					
監視計器一覧（1/6）			監視計器一覧（1/6）					
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）			
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧					
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」	判断基準 補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水器器内圧力	判断基準 注水手段の確保（運転状態） 補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消防系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力				
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)						
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）						
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位						
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度						
		補機監視機能 復水器器内圧力						
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「急速減圧」	判断基準 補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消防ポンプ吐出圧力 復水器器内圧力	判断基準 注水手段の確保（運転状態） 補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消防系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力				
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)						
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）						
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位						
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度						
		補機監視機能 復水器器内圧力						
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧			1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧					
非常時運転操作手順書 II （微候ベース） 「減圧冷却」等	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)				
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）						
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位						
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度						
		補機監視機能 復水器器内圧力						
非常時運転操作手順書 II （微候ベース） 「急速減圧」等	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA)				
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）						
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位						
		原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・プール水温度						
		補機監視機能 復水器器内圧力						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2/6）			監視計器一覧（2/6）						
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）				
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧			1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧						
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」	判断基準	補機監視機能	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力				
		原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA 燃料域）				
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域）				
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)				
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3/6）			監視計器一覧（3/6）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			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			
事故時運転操作手順書（微候ベース） AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	電源	直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 主母線盤B電圧 直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V 主母線盤2 A電圧 直流125V 主母線盤2 B電圧 緊急用直流125V 主母線盤電圧
		補機監視機能			駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（可搬計測器） 原子炉圧力（現場計器）	操作	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	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(B) 出口圧力		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
事故時運転操作手順書（微候ベース） AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放			
判断基準	電源	直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 主母線盤B電圧 直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作手順書	判断基準	電源	直流125V 主母線盤2 A電圧 直流125V 主母線盤2 B電圧 緊急用直流125V 主母線盤電圧
		補機監視機能			駆動源の確保	非常用窒素供給系供給圧力
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（可搬計測器） 原子炉圧力（現場計器）	操作	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	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(B) 出口圧力		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（4/6）			監視計器一覧（4/6）				
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】				
事故時運転操作手順書（微候ベース） AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」	判断基準	電源	直流125V 主母線盤A電圧 直流125V 主母線盤B電圧 直流125V 充電器盤A-2蓄電池電圧	判断基準	駆動源の確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力	
補機監視機能		SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	操作				補機監視機能
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	
補機監視機能		SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(A)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ(B)出口圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(A)圧力 SRV緊急時強制操作用窒素ガス(B)圧力	操作				補機監視機能
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 【非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え】				
事故時運転操作手順書（微候ベース） AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力低警報	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	
操作		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(A)出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(B)出口圧力				操作
	1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放			1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 c. 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放			
事故時運転操作手順書（微候ベース） AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B)入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(A)出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ(B)出口圧力	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ボンベ圧力低警報 非常用窒素供給系供給圧力 非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ボンベ圧力	
							操作
AM設備別操作手順書			AM設備別操作手順書				

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5/6）			監視計器一覧（5/6）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1. 3. 2. 4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			1. 3. 2. 4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	判断基準	格納容器バイパスの監視	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 【漏えい検知】 LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI 原子炉建屋内放射線モニタ警報
		補機監視機能			ドライウエルサンプ水位	【床漏えい警報】 RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(D) AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING 【漏えい検知】 RCIC STEAM LINE BREAK /P HIGH LDS CUW /IF HIGH OR CONT. TROUBLE
	漏えい関連警報	RHR ポンプ(A)室床漏えい RHR ポンプ(B)室床漏えい RHR ポンプ(C)室床漏えい HPCS(B)ポンプ室床漏えい HPCS(C)ポンプ室床漏えい RCIC ポンプ室床漏えい RCIC 蒸気管圧力低 RCIC 蒸気管流量大 CUW 差流量大	漏えい関連警報	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ ・原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ ・燃料取扱エリア排気放射線モニタ	操作	格納容器バイパスの監視
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」			非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」			

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（6/6）			監視計器一覧（6/6）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			1.3.2.4 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」			
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」		補機監視機能			補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	水源の確保		サブプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内の温度		サブプレッション・プール水温度	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力	最終ヒートシンクの確保	操作	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量	
		補機監視機能			復水器内圧力	補機監視機能
			非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「原子炉建屋制御」	操作	【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUV ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンブ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンブ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力警報】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS 火災報知器警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報	

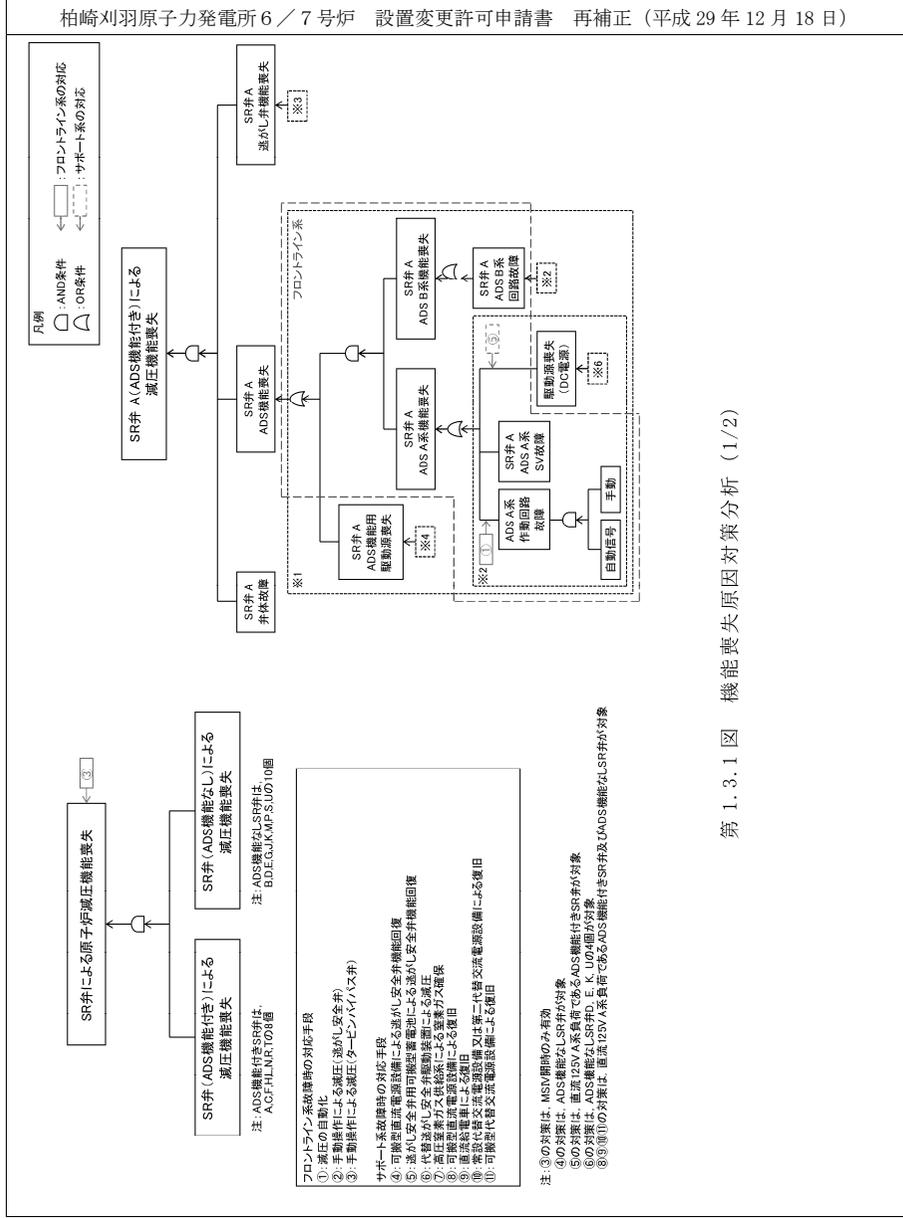
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【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】

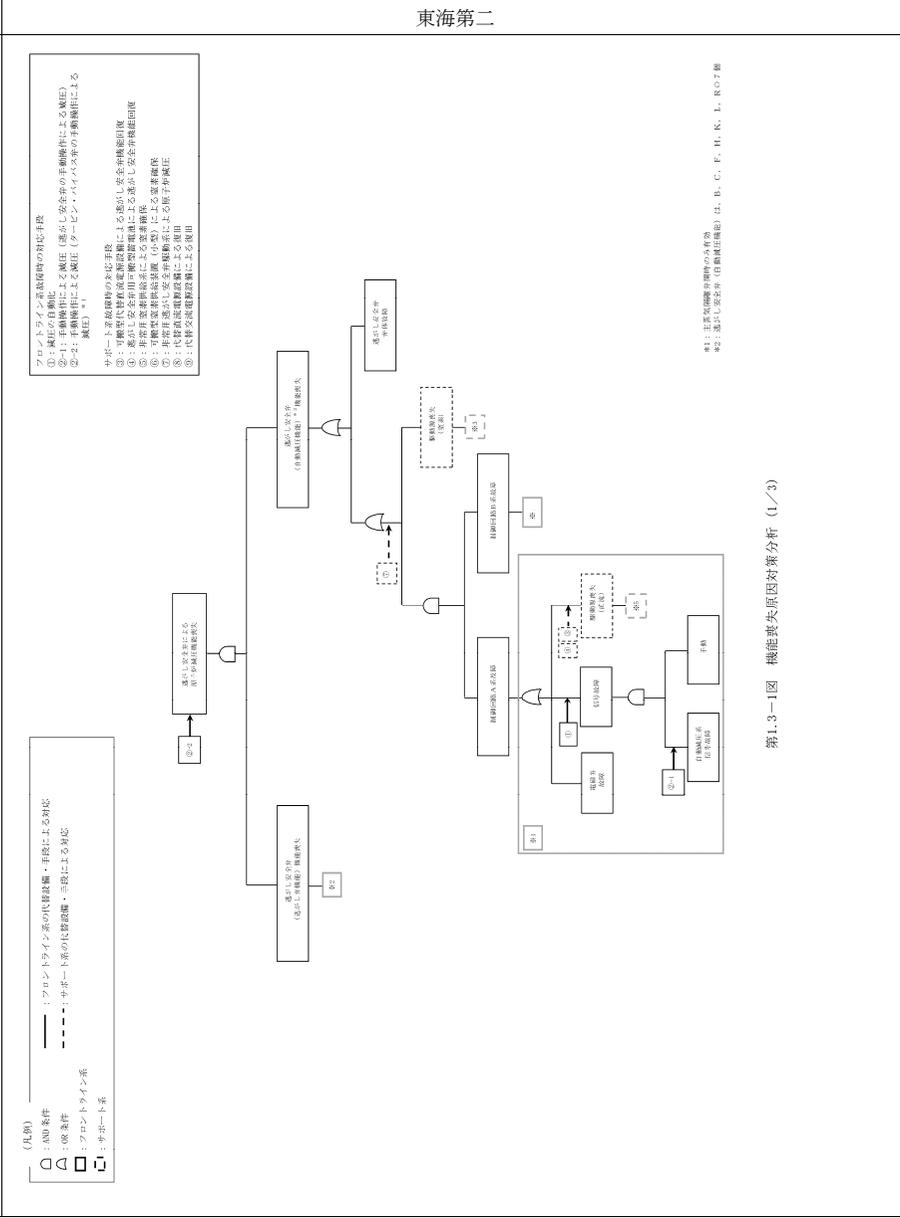
黄色ハッチング：前回からの変更点

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>第1.3.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="91 279 416 347">対象条文</th> <th data-bbox="416 279 622 347">供給対象設備</th> <th data-bbox="622 279 873 347">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="91 347 416 560"> <p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> </td> <td data-bbox="416 347 622 560"> <p>逃がし安全弁</p> </td> <td data-bbox="622 347 873 560"> <p>所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="91 560 416 699"></td> <td data-bbox="416 560 622 699"> <p>中央制御室監視計器類</p> </td> <td data-bbox="622 560 873 699"> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p> </td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p>		<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p>	<p>第1.3-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="994 300 1205 352">対象条文</th> <th data-bbox="1205 300 1554 352">供給対象設備</th> <th data-bbox="1554 300 1816 352">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="994 352 1205 520"> <p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> </td> <td data-bbox="1205 352 1554 520"> <p>逃がし安全弁</p> </td> <td data-bbox="1554 352 1816 520"> <p>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="994 520 1205 627"></td> <td data-bbox="1205 520 1554 627"> <p>中央制御室監視計器類</p> </td> <td data-bbox="1554 520 1816 627"> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</p> </td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B</p>		<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</p>	
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																		
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>直流125V A系 直流125V A-2系 直流125V B系 AM用直流125V</p>																		
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用A系電源 計測用B系電源</p>																		
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																		
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B</p>																		
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</p>																		

黄色ハッチング：前回からの変更点



第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

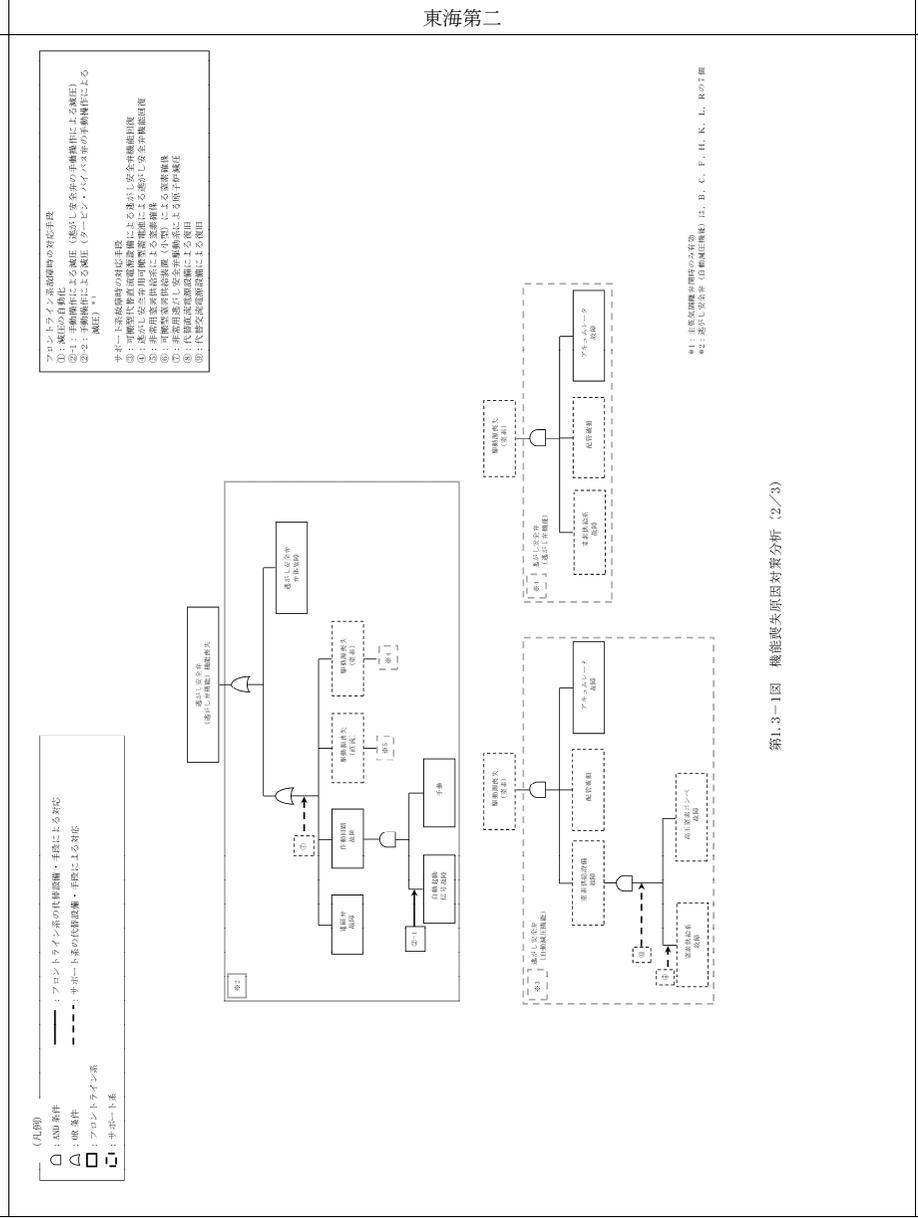
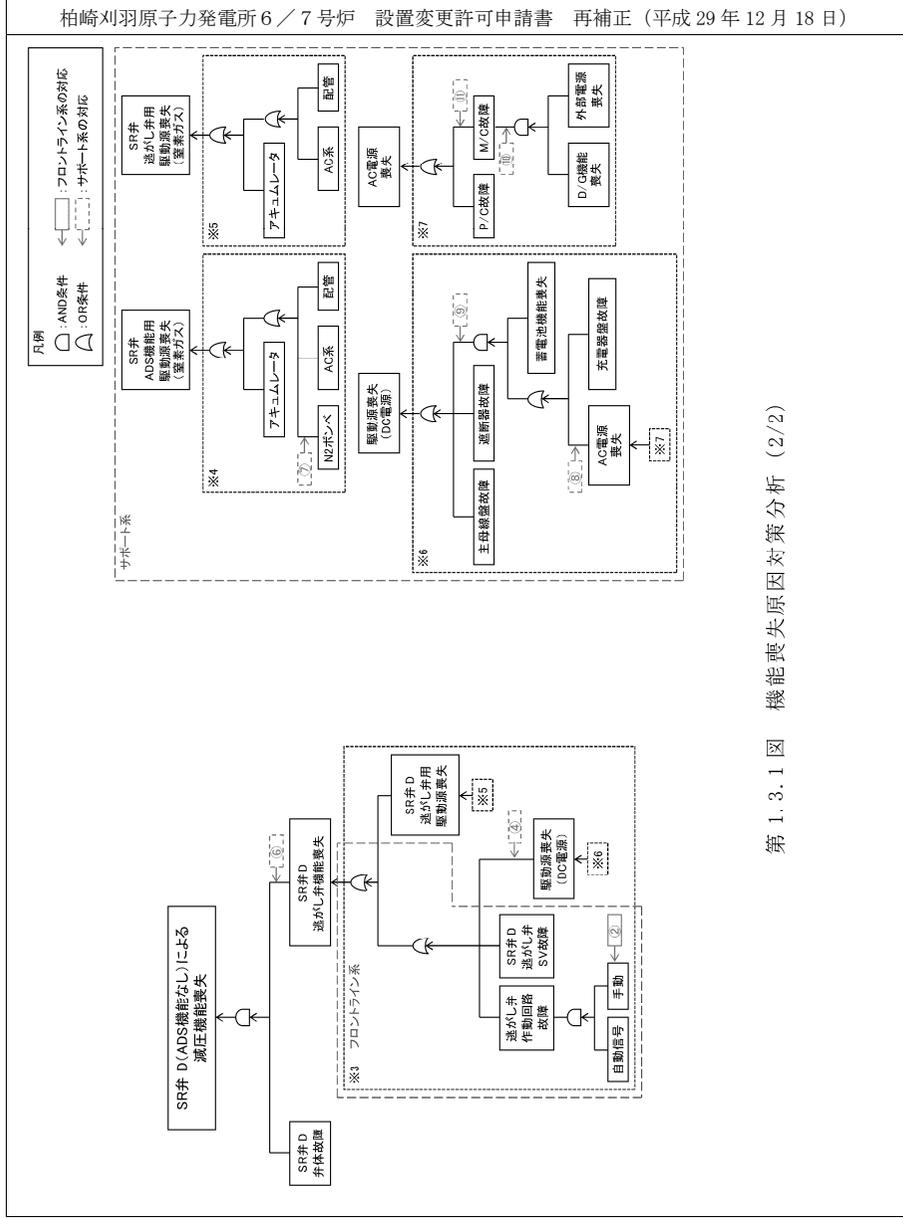


第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

備考

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点



第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">(凡例)</p> <p>□：ADJ条件 □：08条件 □：フロントライン系 □：サボート系</p> <p style="text-align: center;">(略号)</p> <p>M/C：メカクワック付閉閉装置 P/LC：のりセクタ</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">フロントライン系設備時の対応手段</p> <p>①：減圧の目標値 ②：減圧の目標値 ③：減圧の目標値 ④：減圧の目標値 ⑤：減圧の目標値 ⑥：減圧の目標値 ⑦：減圧の目標値 ⑧：減圧の目標値 ⑨：減圧の目標値</p> <p style="text-align: center;">サボート系設備時の対応手段</p> <p>①：減圧の目標値 ②：減圧の目標値 ③：減圧の目標値 ④：減圧の目標値 ⑤：減圧の目標値 ⑥：減圧の目標値 ⑦：減圧の目標値 ⑧：減圧の目標値 ⑨：減圧の目標値</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)</p> </div>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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			
フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段														
凡例：フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり														
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9					
SR非による原子炉減圧機能喪失	SR非 (ADS機能付き) による減圧機能喪失	SR非本体故障	遠がし弁機能喪失	ADS A系機能喪失	ADS A系自動復帰									
				ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	ADS A系電磁弁故障	
				ADS A系駆動電源喪失 (DC電源)	直交電源供給機能喪失	充電器機能喪失								
				ADS B系機能喪失	ADS B系自動復帰									
				ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	ADS B系電磁弁故障	
				ADS B系駆動電源喪失 (DC電源)	直交電源供給機能喪失	充電器機能喪失								
				ADS機能用駆動源喪失 (窒素ガス)	HPIN (非常用) 機能喪失									
				遠がし弁駆動電源喪失 (DC電源)	直交電源供給機能喪失	充電器機能喪失								
				遠がし弁用駆動源喪失 (窒素ガス)	HPIN (常用) 機能喪失									
				遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障	遠がし弁電磁弁故障
				遠がし弁駆動電源喪失 (DC電源)	直交電源供給機能喪失	充電器機能喪失								
				遠がし弁用駆動源喪失 (窒素ガス)	HPIN (常用) 機能喪失									

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

第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="125 280 875 1193" style="border: 1px solid black; height: 572px; width: 335px;"></div> <p data-bbox="255 1265 741 1289">第1.3.2図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>	<div data-bbox="994 272 1874 967" style="border: 1px solid black; height: 435px; width: 393px;"></div> <p data-bbox="1151 986 1709 1007">第1.3-2図 非常時運転手順書II（微候ベース）「減圧冷却」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="123 268 875 1129" style="border: 1px solid black; height: 540px; width: 336px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="248 1150 741 1177" style="text-align: center;">第 1. 3. 3 図 EOP「急速減圧」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1021 296 1865 1062" style="border: 1px solid black; height: 480px; width: 377px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1167 1094 1715 1114" style="text-align: center;">第1.3-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="123 292 875 1082" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="163 1161 826 1195" data-label="Caption"> <p>第1.3.4図 SOP「RPV制御」、SOP「R/B制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1012 292 1854 1201" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1084 1219 1778 1248" data-label="Caption"> <p>第1.3-4図 非常時運転手順書II（徴候ベース）「AM初期対応」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="1005 272 1861 1031" style="border: 1px solid black; height: 475px; width: 382px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1128 1043 1738 1066" style="text-align: center;">第1.3-5図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」における対応フロー</p>	

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

操作手順	弁名称
④b	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
⑤b※1	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス運給弁(A)
⑤b※2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス運給弁(B)
⑤b※3⑥b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
⑤b※4⑥b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

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

東海第二

操作手順	弁名称
⑤	逃がし安全弁（自動減圧機能）

図解例 ○：操作手順番号を示す。

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

備考

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

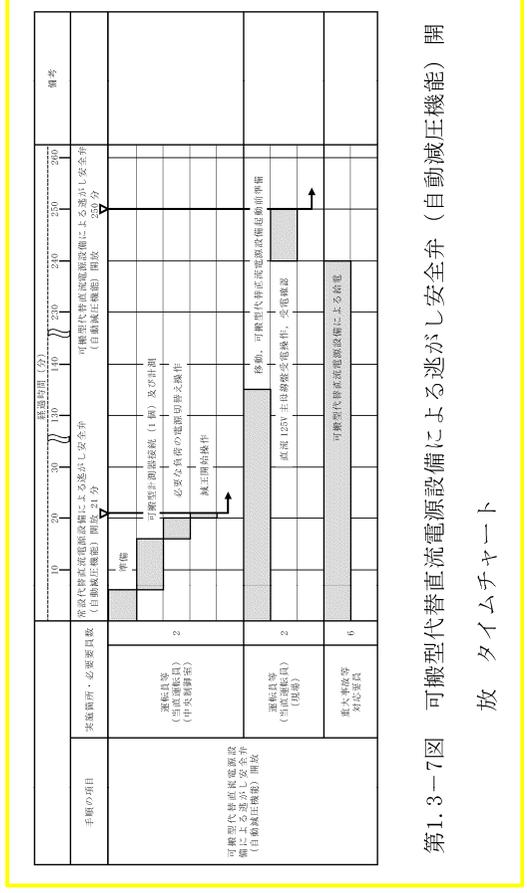
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)												備考						
		10分	20分	30分	40分	50分	1	2	3	4	5	6	7		8	9	10	11	12	
可搬型直流通電源設備による逃がし安全弁開放 機解なし開放	常設代替直流通電源設備による逃がし安全弁開放 5分																			発電用原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子貯蔵庫地下1階計装ラック室(管理区画)にて確認が可能なため、いずれかの計器で確認する。
	可搬型直流通電源設備																			
	可搬型直流通電源設備																			
	可搬型直流通電源設備																			
	可搬型直流通電源設備																			
	可搬型直流通電源設備																			

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



黄色ハッチング：前回からの変更点

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)

凡例
 設計透視対象施設から追加した箇所

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

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

東海第二

凡例	記号	名称
⑩	⑩	電動駆動弁
⑪	⑪	空気駆動弁
○	○	弁
△	△	閉止弁
◇	◇	圧力調整弁
▽	▽	三方弁
◇	◇	電動弁
◇	◇	逃がし安全弁
◇	◇	アクチュエレータ
◇	◇	圧力検出器
○	○	設計基準対象施設から追加した箇所

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

操作手順	弁名称
⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

記載例 ○：操作手順番号を示す。

備考

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	中央制御室運転員 A、B 2								発電用原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下(隣計装トラック室(管理区域))にて確認が可能であるため、いづれかの計器で確認する。
	現場運転員 C、D 2								
	現場運転員 E、F 2								

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

東海第二

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能) 開放	中央制御室・必要要員数								発電用原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下(隣計装トラック室(管理区域))にて確認が可能であるため、いづれかの計器で確認する。
	運転員等(当班運転員)(中央制御室)								

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

備考

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

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

<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>東海第二</p>	<p>備考</p>												
<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-right: 10px;"> <p>凡例</p> <p>設計基準外機器施設から追加した箇所</p> </div> <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③※1</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)</td> </tr> <tr> <td>③※2</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)</td> </tr> <tr> <td>③※3</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑦</td> <td>高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁</td> </tr> </tbody> </table> </div>	操作手順	弁名称	③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)	③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)	③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)	④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)	⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁	<p>第 1. 3. 9 図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図</p>	
操作手順	弁名称													
③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)													
③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)													
③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)													
④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)													
⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁													

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

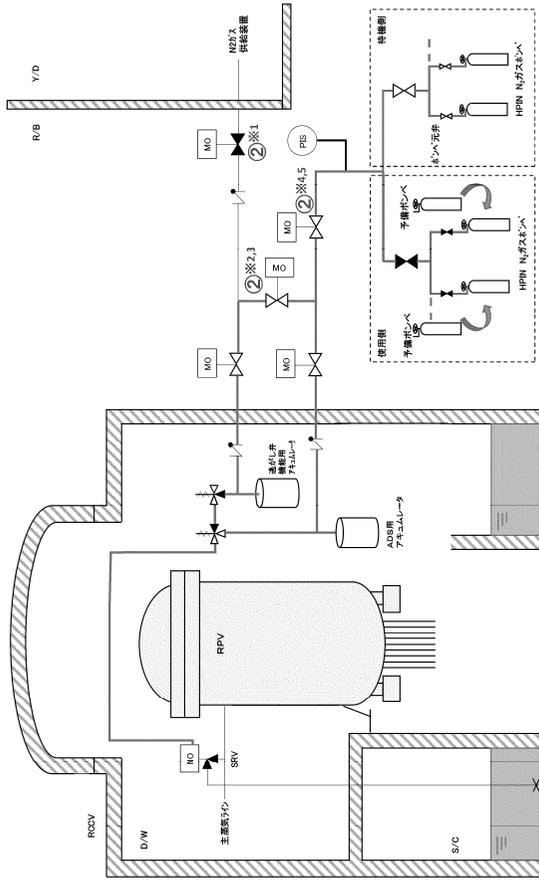
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二										備考			
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80						
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	40分 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放														発電用原子炉の減圧操縦については、中央制御室又は原子炉建屋地下階に隣接する、作業区域において確認が可能なため、しりぞいの計器で確認する。
	逃がし安全弁駆動装置														
	可搬計測機														
	減圧確認														
	移動														
	現場運転員 C、D	2													
現場運転員 E、F	2														

第 1.3.10 図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 タイムチャート

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

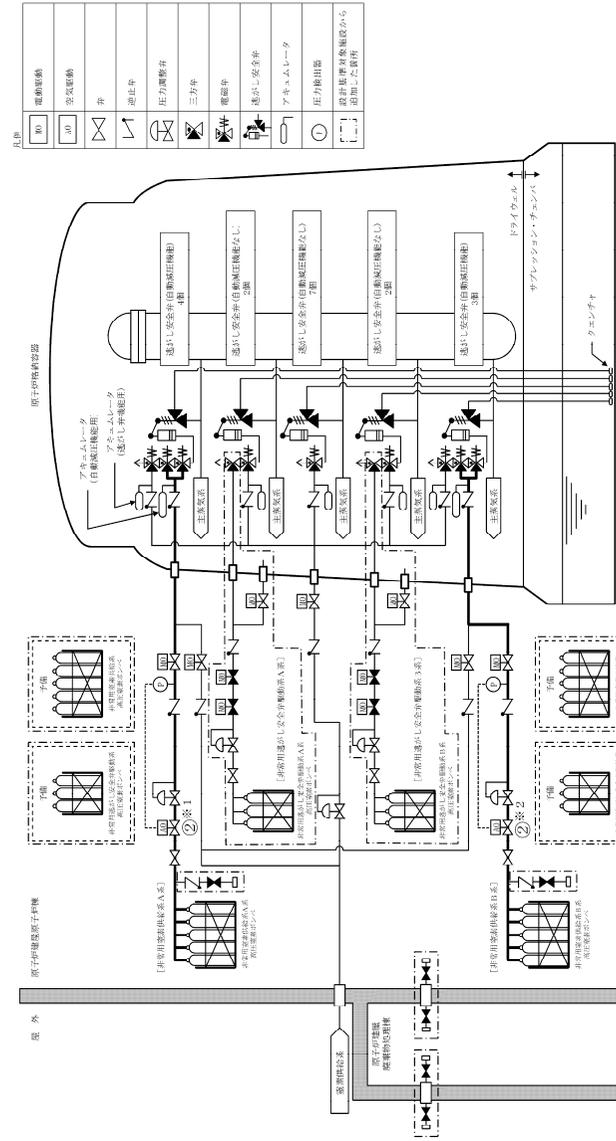
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



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

第 1.3.11 図 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図

東海第二



操作手順	弁名称
②※1、②※2	非常用窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ閉鎖止め弁

図例
 ○：操作手順番号を示す。
 ○※：同一操作手順番号内に複数の操作又は接続を定義する対象弁がある場合、その状態を示す。

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

備考

黄色ハッチング：前回からの変更点

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)		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70				備考
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	2	高圧窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 20分 通信連絡準備 中央制御室運転員 A, B 現場運転員 C, D 移動、ライン切替										
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 (高圧窒素ガスポンベへの切替え及び取替え)	2	高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 60分 現場運転員 C, D 現場運転員 E, F 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え リークチェック 移動、ポンベ切替え ポンベ取替え										

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

東海第二		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70				備考
非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 (非常用窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え)	1	非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 1 警報確認、系統切替 移動、ポンベ切替え										
非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保 (非常用窒素供給系から高圧窒素ポンベへの切替え)	2	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 282分 警報確認 移動、ポンベ切替操作										

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

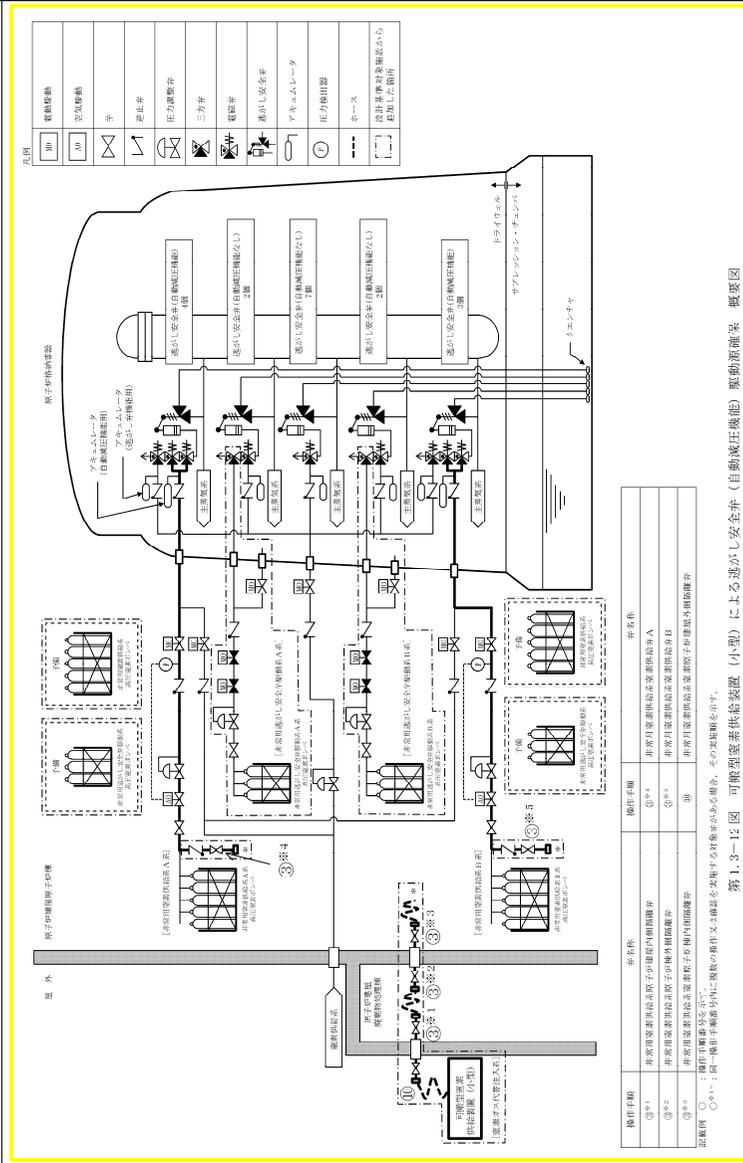
【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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】

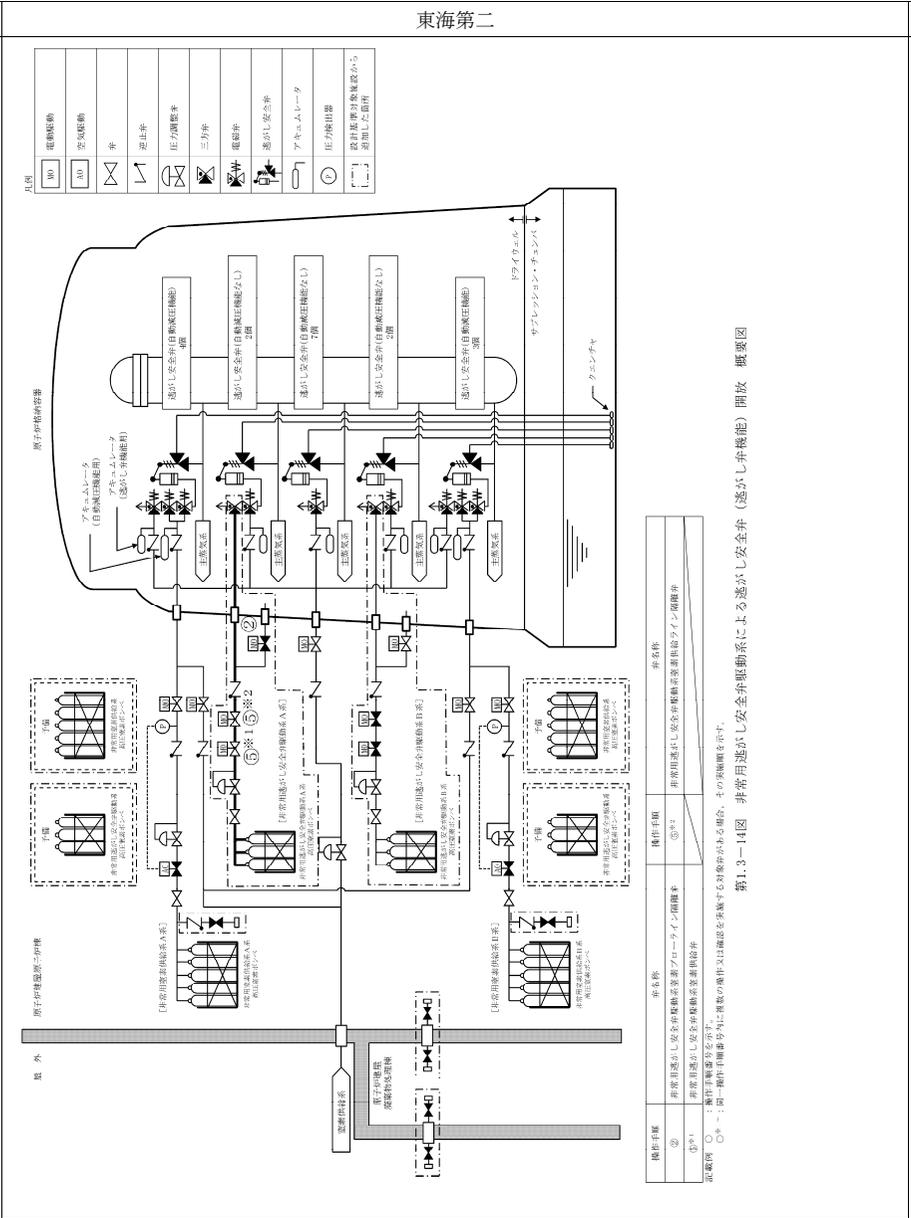
黄色ハッチング：前回からの変更点

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="1014 268 1854 603" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要員数</th> <th colspan="15">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th><th>40</th><th>60</th><th>80</th><th>100</th><th>120</th><th>140</th><th>160</th><th>180</th><th>200</th><th>220</th><th>240</th><th>260</th><th>280</th><th>300</th><th>320</th><th>340</th><th>360</th><th>380</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2"></td> <td></td> <td colspan="15" style="text-align: center;">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 305分</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="font-size: small;">可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保</td> <td style="font-size: small;">運転員等（当直運転員）（現場）</td> <td style="text-align: center;">2</td> <td colspan="15" style="text-align: center;">移動、ホース接続、系統構成</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">重大事故等対応要員</td> <td style="text-align: center;">3</td> <td style="text-align: center;">準備</td> <td style="text-align: center;">移動</td> <td style="text-align: center;">ホース接続</td> <td style="text-align: center;">起動前確認、系統構成</td> <td style="text-align: center;">発電機起動</td> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置（小型）起動</td> <td style="text-align: center;">窒素供給操作</td> <td colspan="10"></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1030 662 1825 742" style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>第 1.3-13 図 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 タイムチャート</p> </div>	手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間（分）															備考	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	260	280	300	320	340	360	380				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 305分																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	運転員等（当直運転員）（現場）	2	移動、ホース接続、系統構成																重大事故等対応要員	3	準備	移動	ホース接続	起動前確認、系統構成	発電機起動	可搬型窒素供給装置（小型）起動	窒素供給操作												
手順の項目					実施箇所・必要員数	経過時間（分）															備考																																																																													
		20	40	60		80	100	120	140	160	180	200	220	240	260	280	300	320	340	360		380																																																																												
			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 305分																																																																																															
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	運転員等（当直運転員）（現場）	2	移動、ホース接続、系統構成																																																																																															
	重大事故等対応要員	3	準備	移動	ホース接続	起動前確認、系統構成	発電機起動	可搬型窒素供給装置（小型）起動	窒素供給操作																																																																																									

【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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）



備考

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																						
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="12">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (中央制御室操作)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="12"> 逃がし安全弁駆動系喪失確認 ↓ 1分 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 ↓ 系統構成、減圧開始操作 ↓ 減圧確認 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			経過時間（分）												備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (中央制御室操作)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	逃がし安全弁駆動系喪失確認 ↓ 1分 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 ↓ 系統構成、減圧開始操作 ↓ 減圧確認																						
			経過時間（分）												備考																																									
手順の項目	実施箇所・必要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12																																											
非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (中央制御室操作)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	逃がし安全弁駆動系喪失確認 ↓ 1分 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 ↓ 系統構成、減圧開始操作 ↓ 減圧確認																																																					
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (現場操作) (非常用逃がし安全弁駆動系高圧電源ポンベ切替先)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (現場)</td> <td>2</td> <td colspan="15"> 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放失敗確認 ↓ 非常用逃がし安全弁駆動系による 業務確保 120分 ↓ 移動、ポンベ交換操作 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			経過時間（分）															備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (現場操作) (非常用逃がし安全弁駆動系高圧電源ポンベ切替先)	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放失敗確認 ↓ 非常用逃がし安全弁駆動系による 業務確保 120分 ↓ 移動、ポンベ交換操作																
			経過時間（分）															備考																																						
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150																																								
非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放 (現場操作) (非常用逃がし安全弁駆動系高圧電源ポンベ切替先)	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁開放失敗確認 ↓ 非常用逃がし安全弁駆動系による 業務確保 120分 ↓ 移動、ポンベ交換操作																																																					

第 1.3-15 図 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="114 277 869 651" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="136 694 846 774">第1.3.13図 EOP「スクラム」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p>	<div data-bbox="1151 272 1704 555" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1003 590 1848 678">第1.3-16図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「スクラム」におけるインターフェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="114 276 792 1396" style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">第1.3.14図 EOP「原子炉建屋制御」におけるインターフェェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p>	<div data-bbox="1010 480 1603 1129" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">第1.3-17図 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「原子炉建屋制御」におけるインターフェェイスシステムLOCA発生時の対応フロー</p>	

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)								備考	
		10分	20分	30分	1	2	3	4	5		6
インターフェースシステム LOCA	要員(数)	インターフェースシステムLOCA専従者 ▼ インターフェースシステムLOCA専断判断 ▼ 減圧完了、S/P冷却開始 240分 現場隔離 ※									
	中央制御室運転員 A, B	15分 遠隔隔離 ▼ 監視員、パラメータ確認、運転室監視準備 ▼ 手動システム及び自動運転停止及び強制隔離操作 SETS起動後に最低圧力水系組又は代償圧力水系起動 兼用原子炉の減圧操作 原子炉水位調整、隔離成功までローレベル水位を維持 原子炉水位調整、隔離成功までローレベル水位を維持									
	現場運転員 C, D	R/RH(サブプレッシャー)ポンプ/チェンハイパール/冷却機起動 R/RH(原子炉停止時冷却機)起動 R/A, T/A送、送風機起動 送風機、防塵機作 送風機、送風機作 送風機、送風機作									
	現場運転員 E, F	送風機、送風機作 送風機、送風機作									

※ 破断の規模によっては、現場での隔離操作の所要時間は240分以上となる。

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

東海第二

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																		備考														
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300		
非常時運転手順書 II (原子炉建屋制御)	要員(数)	インターフェースシステムLOCA専従者 ▼ インターフェースシステムLOCA専断判断 ▼ 減圧完了、S/P冷却開始 240分 現場隔離 ※																																
	運転員(当班運転員)(現場)	3分以内 遠隔隔離 ▼ 監視員、パラメータ確認 ▼ 手動システム及び自動運転停止及び強制隔離操作 SETS起動後に最低圧力水系組又は代償圧力水系起動 兼用原子炉の減圧操作 原子炉水位調整、隔離成功までローレベル水位を維持 原子炉水位調整、隔離成功までローレベル水位を維持																																
	運転員(当班運転員)(現場)	R/RH(サブプレッシャー)ポンプ/チェンハイパール/冷却機起動 R/RH(原子炉停止時冷却機)起動 R/A, T/A送、送風機起動 送風機、防塵機作 送風機、送風機作 送風機、送風機作																																
	運転員(当班運転員)(現場)	送風機、送風機作 送風機、送風機作																																

※1: 漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は300分以内で可能である。
 ※2: 現場での隔離操作においては、2人1組として2組で隔離操作を行う。

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

備考

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>※ あらかじめ窒素供給圧力を設定</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>優先① 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁) 優先② 手動操作による減圧 (逃がし安全弁) 優先③ 代替自動減圧機能による減圧</p> <p>第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)</p>	<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>※1：あらかじめ窒素供給圧力を設定</p> <p>(凡例) : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>優先① 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁) 優先② 手動操作による減圧 (逃がし安全弁 (自動減圧機能)) 優先③ 手動操作による減圧 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能)) 優先④ 過渡時自動減圧機能による減圧</p> <p>第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)</p>	

【対象項目：1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) サポート系故障時の対応手段の選択(1/3)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択(2/3)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択(3/3)</p> <p>第 1.3.16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>東海第二</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p>	<p>備考</p> <p>第 1.3-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4 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 < 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>ii. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(d) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>【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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>【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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを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、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4.1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*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四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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1.4-1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*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四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による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"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・非常用交流電源設備 <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4.1表に整理する。</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・再循環系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）並びに低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、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵槽 ・復水補給水系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 	<p>(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系C系配管・弁 <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 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・ 第二代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 代替所内電気設備 (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ・ 防火水槽 ・ 淡水貯水池 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 燃料給油設備 (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 西側淡水貯水設備 ・ 代替淡水貯槽 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・ホース・接続口 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・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 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 <p>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 消火系による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク 	<p>(iii) 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 代替循環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"> ・代替循環冷却系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>(iv) 消火系による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高压炉心注水系配管・弁・スパージャ ・原子炉压力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉压力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 (v) 補給水系による発電用原子炉の冷却 補給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。 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉压力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系C系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低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>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"> ・代替循環冷却系ポンプ <p>残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、発電用原子炉が高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。</p> ・可搬型代替注水大型ポンプ、ホース <p>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁 耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。 ・残留熱除去系（C）配管・弁・スパーージャ，高圧炉心注水系（B）及び（C）配管・弁・スパーージャ※1 当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉圧力容器への注水流量が少ない，注水流量の監視ができない，現場での系統構成が必要）があるが，残留熱除去系（A）及び（B）配管から注水ができない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。 ※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャのうち，復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁は重大事故等対処設備であるが，原子炉圧力容器への注水ラインの配管・弁・スパーージャは自主対策設備として位置付ける。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，消火系配管・弁 耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。 ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク，補給水系配管・弁 耐震性は確保されていないが，使用可能であれば発電用原子炉を冷却する手段として有効である。 	

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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ 	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i) 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「b. (b) i) 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>なお、残留熱除去系（低圧注水系）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。</p> <p>(ii) 代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧 代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、原子炉圧力容器、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備、低圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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残留熱除去系海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> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ、ホース <p>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵槽 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 <p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ・防火水槽 ・淡水貯水池 ・ホース・接続口 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・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 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・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 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク 	<p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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"> ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・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 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。 	<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・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 (v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却 補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・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 ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系C系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ、代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ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。 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁 <p>耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p>	<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、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ、ホース <p>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、消火系配管・弁 <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁 <p>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p>	<p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>ii) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>非常用電源が使用可能な場合において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、原子炉冷却材浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>(i) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材浄化系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 ・再循環系配管・弁 ・原子炉冷却材浄化系配管・弁 ・給水系配管・弁 ・原子炉補機冷却系ポンプ ・原子炉補機冷却系熱交換器 ・原子炉補機冷却系配管・弁 ・補機冷却系海水系ポンプ 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p>	<p>iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備において、重大事故対処設備としての位置付けは、「a. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>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、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材浄化系、原子炉補機冷却系ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、原子炉補機冷却系配管・弁、補機冷却系海水系ポンプ <p>原子炉運転停止直後の発電用原子炉からの除熱を行うための十分な熱交換量が確保できず、耐震性は確保されていないが、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、発電用原子炉からの除熱を行う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>i) 復旧</p> <p>発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i) 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉補機冷却系 ・代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 	<p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁 ・再循環系配管・弁 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・第二代替交流電源設備</p> <p>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ、原子炉圧力容器、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁、再循環系配管・弁、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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残留熱除去系海水系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</p> <p>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能となれば、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時 EOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.4.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.4.2表、第1.4.3表）。</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等※2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）」、「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1.4-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.4-2表、第1.4-3表）。</p> <p>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記代替注水手段のうち2系以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、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）の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合*1。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図から第1.4.11図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p>	<p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合*1。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁を全閉とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプ（2台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプの起動、及び常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認するとともに常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑥^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑧^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p>	<p>⑤発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系C系注入弁の全開操作を実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>⑨^a 残留熱除去系(B) 注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。 ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑨^b 残留熱除去系(A) 注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>⑨^c 残留熱除去系(C), 高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作 (復水補給水系常/非常用連絡 1 次, 2 次止め弁の全開操作) を実施する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>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低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用), (常設ライン狭帯域用) 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>なお、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</p> <p>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 :約40分 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約25分 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約30分</p> <p>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.12図及び第1.4.18図に、タイムチャートを第1.4.13図から第1.4.17図及び第1.4.19図に示す。</p>	<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水^水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-10図及び第1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-11図、第1.4-13図及び第1.4-14図に示す（残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑤以外同様。）。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</p> <p>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</p> <p>⑥^a 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑥^b 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^c 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p>	<p>【交流動力電源が確保されている場合】</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>②発電長は、運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p>	<p>⑤^a 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合 運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑩当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁1(B)，2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁1(A)，2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p>	<p>⑤^b低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合 運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</p> <p>⑥発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑦災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑧重大事故等対応要員は、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑩^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑩^c 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑩^a 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低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）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>⑩^b 発電長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③中央制御室運転員Aは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</p> <p>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</p> <p>⑥^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(C)及び残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑥^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(B)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p>	<p>【全交流動力電源が喪失している場合】</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>②発電長は、運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>③運転員等は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧ 当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑩ 緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁1(B), 2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p>	<p>④ 発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑤^a 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合 運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合 運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑥ 発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑦ 災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>①^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>①^c 残留熱除去系(C)及び高圧炉心注水系(B)，(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が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。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑧重大事故等対応要員は、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑩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低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）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>⑪発電長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作の成立性</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて、全交流動力電源が喪失している場合は1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</p> <p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約25分 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約65分 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約30分 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約55分</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【交流動力電源が確保されている場合】</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 	

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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 : 約135分</p> <p>残留熱除去系(B)(C)注入配管使用の場合 : 約85分</p> <p>高圧炉心注水系(B)(C)注入配管使用の場合: 約75分</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>[防火水槽を水源とした送水]</p> <p>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</p> <p>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</p> <p>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで約330分で可能である。</p>	<p>【全交流動力電源が喪失している場合】</p> <p>【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p>【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、165分以内で可能である。 <p>【現場操作（低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p>【現場操作（低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 	

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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制において、上記の操作手順は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレィ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレィ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320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。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び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している。室温は通常運転時と同程度である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系, 原子炉隔離時冷却系, 非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水ができず, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持できない場合において, 代替循環冷却系が使用可能な場合*1。</p> <p>※1: 設備に異常がなく, 電源, 冷却水及び水源 (サブプレッション・チェンバ) が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり (代替循環冷却系 B 系による原子炉圧力容器への注水手順も同様)。手順の対応フローを第 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に, 概要図を第 1.4-15 図に, タイムチャートを第 1.4-16 図に示す。</p> <p>① 発電長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>② 運転員等は中央制御室にて, 代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系 A 系ミニフロー弁, 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁, 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁及び残留熱除去系 A 系注入弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③ 運転員等は中央制御室にて, 代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたことを状態表示にて確認する。また, ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水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, 残留熱除去系 A 系注水配管分離弁, 残留熱除去系 A 系ミニフロー弁, 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁及び残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とするとともに代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁及び代替循環冷却系 A 系テスト弁を全開とする。</p> <p>⑤ 運転員等は中央制御室にて, 代替循環冷却系ポンプ (A) を起動し, 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約 1.2MPa [gage] 以上であることを確認した後, 発電長に報告する。</p> <p>⑥ 発電長は, 原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下であることを確認後, 運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑦ 運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系 A 系注入弁の全開操作を実施した後, 代替循環冷却系 A 系注入弁の全開操作を実施するとともに, 代替循環冷却系 A 系テスト弁の全開操作を実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>⑧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代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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）に維持する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</p> <p>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に，概要図を第1.4.20図に，タイムチャートを第1.4.21図から第1.4.24図に示す。</p> <p>①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p>	<p>(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-17図に，タイムチャートを第1.4-18図に示す。</p> <p>①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて，消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を全閉とする。</p> <p>④発電長は，運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため，ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて，ディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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^a 残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③^b 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員E及びFは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1、第2連絡弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑦^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑧5号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑩^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑩^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>⑩^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑩^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑩^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>⑫^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。 ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑫^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑫^c 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑥発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁及び残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑧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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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。 なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系B系注入弁の全閉後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</p> <p>残留熱除去系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約40分で可能である。</p> <p>高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。</p> <p>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</p> <p>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）3名により実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56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>(e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、補給水系が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 操作手順</p> <p>補給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。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-19図に、タイムチャートを第1.4-20図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替を依頼する。</p> <p>④災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切替を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切替を実施し、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替が完了したことを報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系-消火系連絡ライン止め弁を全開とする。</p> <p>⑦運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を全開とする。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を全開とする。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水準備のため、復水移送ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑪発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイを実施する場合は、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名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補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。</p> <p>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</p> <p>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名により実施し、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：残留熱除去系(B)注入配管（中央制御室からの操作が可能） 優先②：残留熱除去系(A)注入配管（中央制御室からの操作が可能） 優先③：残留熱除去系(C)注入配管 優先④：高圧炉心注水系(B)注入配管 優先⑤：高圧炉心注水系(C)注入配管</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p>外部電源、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交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、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）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：代替循環冷却系A系 優先②：代替循環冷却系B系</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>なお、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>また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系(A)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4.25図に、タイムチャートを第1.4.26図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)（低圧注水モード）が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）A系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉圧力容器への注水手順も同様²⁾）。概要図を第1.4-21図に、タイムチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）A系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>④発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p>	<p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系A系注入弁を全閉後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、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残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>なお、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関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2Cの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-23図に、タイムチャートを第1.4-24図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプの起動操作を実施し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>④発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥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低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>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、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低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2分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p>発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱を実施する。</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>残留熱除去系海水系の運転ができない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m³/h、35～70m³/h）が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p>	<p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ^{黄色}変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m³/h、80m³/h）が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には原子炉格納容器内へのスプレーを優先する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.7図、タイムチャートは第1.4.8図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p> 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内</p> <p> 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</p> <p>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</p> <p>(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能の場合※2。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>※2：代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレーに必要な流量（150m³/h）を確保し、さらに原子炉圧力容器への注水量（100m³/h）が確保できる場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。概要図は第1.4-15図、タイムチャートは第1.4-16図と同様である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2:原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m³/h, 35～70m³/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.60に示す。また、概要図は第1.4.20図、タイムチャートは第1.4.21図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ^の変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>※2:原子炉格納容器内へのスプレイ及びベDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m³/h, 80m³/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-17図、タイムチャートは第1.4-18図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、補給水系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合※2。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>※2：原子炉格納容器内へのスプレィ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m³/h、80m³/h）が確保され、更に補給水系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には、原子炉格納容器内へのスプレィを優先する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-19図、タイムチャートは第1.4-20図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名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補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110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>	

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) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（140m³/h、35～70m³/h）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」の操作手順（交流電源が確保されている場合）のうち、残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様。ただし、MUWC 接続口内側隔離弁の操作については、リンク機構を取り外さず、MUWC 接続口内側隔離弁(B)の場合は屋外（緊急時対策要員）にて、MUWC 接続口内側隔離弁(A)の場合は非管理区域（運転員）にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.12図、タイムチャートは第1.4.17図及び第1.4.27図に示す。</p>	<p>(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ^の変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレイ及びベDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（130m³/h、30m³/h～80m³/h）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却^にについては、「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」の操作手順【交流動力電源が確保されている場合】と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。概要図は第1.4-10図、タイムチャートは第1.4-11図と同様である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作の成立性</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約20分</p> <p>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>[防火水槽を水源とした送水]</p> <p>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</p> <p>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</p> <p>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</p> <p>緊急時対策要員6名にて実施した場合 約330分</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで約330分で可能である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320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。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び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している。室温は通常運転時と同程度である。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：残留熱除去系(B)注入配管 優先②：残留熱除去系(A)注入配管</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</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交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、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）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：代替循環冷却系A系 優先②：代替循環冷却系B系</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>発電用原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」及び「1.4.2.1(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.5 図に示す。</p>	<p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中に原子炉圧力容器への注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」、「1.4.2.1(1)a.(c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」及び「1.4.2.1(1)a.(e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-5 図及び1.4-6 図に示す。</p> <p>b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系ポンプを起動して原子炉除熱を実施する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱ができない場合において、原子炉冷却材浄化系が使用可能な場合^{※1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-25 図に、タイムチャートを第1.4-26図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器温度調整弁の温度設定が40℃であることを確認する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系吸込弁が全開であることを確認する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系内側隔離弁、原子炉冷却材浄化系外側隔離弁及び原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全開とする。</p> <p>⑧運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</p> <p>⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）を起動し、原子炉冷却材浄化系系統流量指示値の上昇を確認する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とし、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全開とする。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</p> <p>⑮運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）を起動し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>⑰運転員等は、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑱発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系再生熱交換器のバイパス運転による原子炉除熱を指示する。</p> <p>⑲運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁を全開とする。</p> <p>⑳運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁を全開として、原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度指示値の上昇が緩和したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）3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冷却材浄化系による原子炉除熱開始まで202分以内で可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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>c. 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の状態。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系(A)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。概要図を第1.4.28図に、タイムチャートを第1.4.29図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプS/P 水吸込隔離弁(B)、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁(B)、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。概要図を第1.4-27図に、タイムチャートを第1.4-28図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を全閉とする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ（A）が停止していることを確認し、再循環系ポンプ（A）出口弁を全閉とする。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を全閉とする。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系外側隔離弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系内側隔離弁の全開操作を実施する。</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：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで20分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱開始まで147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>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>残留熱除去系海水系が運転できない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉からの除熱を実施する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱を実施するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サブプレッション・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>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.4.30図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直副長に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び原子炉圧力低、又はドライウェル圧力高及び原子炉圧力低）により残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。</p>	<p>1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）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>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>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4-29図に、タイムチャートを第1.4-30図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②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1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上となったことを確認後、発電長に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系A系注入弁が全開となったことを確認する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開してスプレイを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>⑤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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系A系注入弁を全閉後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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残留熱除去系（低圧注水系）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。</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サブプレッション・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>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>b. 操作手順</p> <p>低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。概要図を第1.4-31図に、タイムチャートを第1.4-32図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</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1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上となったことを確認後、発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、運転員等に低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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.31図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。</p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系注水弁が全開となったことを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量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</p> <p>上記の操作は、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低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2分以内で可能である。</p> <p>(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様¹⁾）。概要図を第1.4-33図に、タイムチャートを第1.4-34図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を全閉とする。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ（A）が停止していることを確認し、再循環系ポンプ（A）出口弁を全閉とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプ S/P 水吸込隔離弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁、残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。</p> <p>④現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系封水ポンプ吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員 E 及び F は、残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁の MCC 電源「切」操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑦当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑧中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 4 名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 20 分以内で可能である。</p> <p>室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を全閉とする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系外側隔離弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系内側隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。</p> <p>⑧運転員等は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系運転の準備完了を発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力指示値が上昇したことを残留熱除去系ポンプ吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、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、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱開始まで147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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>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又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車による常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順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として使用する可搬型代替低圧電源車、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2/8） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）				対応手段，対処設備，手順書一覧（2/9） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	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	残留熱除去系（低圧注水モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレー系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備（設計基準圧差）				重大事故等対処設備		
		残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3			重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
		可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却			代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 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） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備									

※1:手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
 ※5:「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」【解説】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2:手順については「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3/8） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（3/9） （発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書					
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(D)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」			自主対策設備		非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水系） 低圧炉心スプレイス	補給水系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	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） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
										※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2：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。 ※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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（4/8） （発電用原子炉運転中のサポート系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（4/9） （発電用原子炉運転中のサポート系故障時）						
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 （低圧注水モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	サポート系故障時	全交流動力電源	代替交流電源設備による残留熱除去系 （低圧注水モード）の復旧	残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 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） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3								
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備							
※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4：復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は管路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。											
※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2：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。 ※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。											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5/8） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					対応手段，対処設備，手順書一覧（5/9） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「MOC による原子炉注水」 AM 設備別操作手順書 「MOC による原子炉注水」	-	-	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 ※1	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		自主対策	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」			重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領			
		自主対策	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」				重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
自主対策	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領							
自主対策	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース		重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領						

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解説】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2: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。
 ※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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（6／9） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）				
	分類 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 消火系による残存溶融炉心の冷却 補給水系による残存溶融炉心の冷却	対処設備 ディーゼル駆動消火ポンプろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	手順書 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2：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。 ※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。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（6/8） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（7/9） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	低圧代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 （設計基準状態）						
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備						
			可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備						
		低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備		代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレナ 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策 設備	非常時運転手順書Ⅱ （停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2：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。
 ※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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（7/8） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（8/9） （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(D)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	フロントライン系故障時 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3				自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 再循環系配管・弁 原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 原子炉補機冷却系配管・弁 補機冷却系海水系ポンプ				自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書	
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は管路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。					※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: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。 ※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。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（8/8） （発電用原子炉停止中のサポート系故障時）					対応手段，対処設備，手順書一覧（9/9） （発電用原子炉停止中のサポート系故障時）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書（停止時撤換ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）の復旧	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「電源供給回復」等
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備 設計基準拡張				非常時運転手順書Ⅱ （停止時微候ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等		
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4:復水移送ポンプの飛送ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1.b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。					※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: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。 ※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。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/9）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 20%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 60%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「M/Cによる原子炉注水」 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="6"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「M/Cによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	<p style="text-align: center;">第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/17）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 20%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 60%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水			非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	電源	緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	水源の確保	代替淡水貯槽水位	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位	
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																																							
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																																									
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「M/Cによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																																						
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧																																																																						
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																						
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																																						
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																						
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）																																																																						
補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力																																																																							
水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																																						
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧																																																																						
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池																																																																						
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																																						
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																						
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）																																																																						
補機監視機能		可搬型代替注水ポンプ吐出圧力																																																																							
水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																																																								
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																																							
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水																																																																									
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）																																																																						
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																																						
		水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																						
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）																																																																						
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																																						
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）																																																																						
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																																																						
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																						
		水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2／17）		
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）		
	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）
電源		緊急用M／C電圧 緊急用P／C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	
水源の確保		西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）
原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	
原子炉圧力容器への注水量		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	
水源の確保		西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3／17）												
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）										
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水												
	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1267 437 1525 571">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1525 437 1888 571">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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 571 1525 651">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1525 571 1888 651">残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 651 1525 735">電源</td> <td data-bbox="1525 651 1888 735">緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 735 1525 815">水源の確保</td> <td data-bbox="1525 735 1888 815">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V 主母線盤電圧	水源の確保	サブプレッション・プール水位		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）												
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）												
電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V 主母線盤電圧												
水源の確保	サブプレッション・プール水位												
	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1267 815 1525 949">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1525 815 1888 949">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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 949 1525 1029">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1525 949 1888 1029">原子炉圧力 原子炉圧力（S A）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 1029 1525 1109">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1525 1029 1888 1109">代替循環冷却系原子炉注水流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 1109 1525 1189">補機監視機能</td> <td data-bbox="1525 1109 1888 1189">代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 1189 1525 1412">水源の確保</td> <td data-bbox="1525 1189 1888 1412">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位
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（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）												
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）												
原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量												
補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力												
水源の確保	サブプレッション・プール水位												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（2/9）			監視計器一覧（4/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V 主母線盤 2B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力
	水源の確保	ろ過水タンク水位	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5／17）		
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水		
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）
		電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V 主母線盤2A電圧 直流125V 主母線盤2B電圧
	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（S A）
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量
	補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	AM設備別操作手順書	水源の確保	復水貯蔵タンク水位

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（3/9）			監視計器一覧（6/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		電源	M/C 2C 電圧 P/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2D 電圧 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 直流 125V 主母線盤 2A 電圧 直流 125V 主母線盤 2B 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
		非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等		AM設備別操作手順書	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>監視計器一覧（7／17）</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等</p> <p>非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等</p> <p>AM設備別操作手順書</p>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）		
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）		
	電源		M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
	水源の確保		サブプレッション・プール水位		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量		
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
	水源の確保	サブプレッション・プール水位			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（4/9）			監視計器一覧（8/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	水源の確保	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の水位	代替淡水貯槽水位	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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出圧力(A) 復水移送ポンプ吐出圧力(B) 復水移送ポンプ吐出圧力(C)	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（9／17）			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却			
	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
			原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
			最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
			電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
			水源の確保	サブプレッション・プール水位
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
原子炉圧力容器への注水量			代替循環冷却系原子炉注水流量	
補機監視機能			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
水源の確保			サブプレッション・プール水位	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（5/9）			監視計器一覧（10/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域）
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		電源	M/C 2D 電圧 P/C 2D 電圧 直流 125V 主母線盤 2B 電圧
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水流量（RHR B 系代替注水流量）		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」			
			AM設備別操作手順書			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（11／17）			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 補給水系による残存溶融炉心の冷却			
	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
			原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
			電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧
			水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	AM設備別操作手順書	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
			原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
補機監視機能			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
水源の確保			復水貯蔵タンク水位	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（6/9）			監視計器一覧（12/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流125V 主母線盤 A 電圧 直流125V 主母線盤 B 電圧		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
	操作	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉水位（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）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	
			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 AM設備別操作手順書			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（13／17）				
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
	1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱				
	非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
			電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V 主母線盤2A電圧 直流125V 主母線盤2B電圧	
			補機監視機能	M/C 2B-2電圧 P/C 2B-2電圧 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
			最終ヒートシンクの確保	原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（7/9）			監視計器一覧（14/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱			
AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力（狭帯域） 原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（停止域） 原子炉圧力（定検時水張用）	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（SA燃料域）	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量	
		補機監視機能		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
非常時運転手順書Ⅱ（復旧ベース） 「電源供給回復」等			非常時運転手順書Ⅱ（停止時復旧ベース） 「停止時崩壊熱除去制御」等			
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」等			非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」等			
AM設備別操作手順書			AM設備別操作手順書			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（8/9）			監視計器一覧（15/17）			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水			1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧		電源	M/C 2C 電圧 P/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2D 電圧 直流 125V 主母線盤 2A 電圧 直流 125V 主母線盤 2B 電圧
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位
		AM設備別操作手順書				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（16／17）												
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）										
	1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水												
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1263 435 1525 571">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1525 435 1888 571">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（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 571 1525 651">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1525 571 1888 651">残留熱除去系海水系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 651 1525 735">電源</td> <td data-bbox="1525 651 1888 735">M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 直流125V 主母線盤2A電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 735 1525 815">水源の確保</td> <td data-bbox="1525 735 1888 815">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 直流125V 主母線盤2A電圧	水源の確保	サブプレッション・プール水位		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）												
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量												
電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 直流125V 主母線盤2A電圧												
水源の確保	サブプレッション・プール水位												
	非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1263 815 1525 951">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="1525 815 1888 951">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（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 951 1525 1031">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1525 951 1888 1031">原子炉圧力 原子炉圧力（S A）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 1031 1525 1110">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1525 1031 1888 1110">低圧炉心スプレイ系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 1110 1525 1190">水源の確保</td> <td data-bbox="1525 1110 1888 1190">サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1263 1190 1525 1412">補機監視機能</td> <td data-bbox="1525 1190 1888 1412">低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> </table>	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（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	水源の確保	サブプレッション・プール水位	補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）												
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（S A）												
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量												
水源の確保	サブプレッション・プール水位												
補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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（9/9）			監視計器一覧（17/17）				
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱			1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱				
事故時運転転作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 事故時運転転作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧		電源	M/C 2C 電圧 P/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 P/C 2D 電圧 直流 125V 主母線盤 2A 電圧 直流 125V 主母線盤 2B 電圧	
		操作	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定検時水張用）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 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）
			原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
			原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
			最終ヒートシンクの確保		残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
						最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量
			AM設備別操作手順書				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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1.4.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等</td> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p style="text-align: center;">第1.4-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MC C」という。）</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C M/C 2D</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MC C」という。）	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C M/C 2D	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																				
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉 を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC																																				
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC																																				
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系																																				
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																				
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																				
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																				
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用P/C																																				
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下 「モータコントロールセンタ」を「MC C」という。）																																				
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C M/C 2D																																				
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系																																				
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C																																				
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系																																				
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																				
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																				
中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																																					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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;">原子炉低圧時の冷却機能喪失</p> <p>フロントライン系設備時の対応手段 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>サボート系 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>補助冷却系 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>注：RHR C系は、④、⑤の対応手段は対象外</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <p>フロントライン系設備時の対応手段 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>サボート系 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>補助冷却系 ①：低圧代注システム（常設）による発電用原子炉運転中、発電用原子炉停止中 ②：低圧代注システム（可搬設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ③：消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中） ④：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立 ⑤：代替送電装置設置による発電用原子炉停止中冷却モードの確立</p> <p>注：RHR C系は、④、⑤の対応手段は対象外</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p>注1：潤滑油系C系については、熱交換器を有している原子炉停炉後冷却回路の手順ではないため、今般機が潤滑油系C系を運転中に発生した潤滑油系C系ポンプの故障は原子炉停炉後冷却回路の手順とは対象外である。 注2：潤滑油系C系ポンプ、緊急潤滑油系ポンプ又は代替潤滑油系ポンプ系として使用する可搬設代替ポンプ系をポンプ系として備えを確保する。</p> <p style="text-align: center;">第1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 data-bbox="996 981 1097 1380" style="width: 30%;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ○：AND条件 △：OR条件 □：フロントライン系 □：サポート系 <p>——：フロントライン系の代替設備・手順による対応 - - -：サポート系の代替設備・手順による対応</p> </div> <div data-bbox="996 271 1612 973" style="width: 65%;"> <p>フロントライン系設備等の対応手順</p> <p>①：発電用原子炉の冷却 ②-1：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却 ②-2：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却 ③：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却 ④：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却 ⑤：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却 ⑥：【発電機保護】による発電用原子炉の冷却</p> </div> </div> <div data-bbox="1624 502 1668 1396" style="width: 30%;"> <p>注1：機組除圧系については、機組の運転停止時の手順ではないため、冷却水の供給停止時の手順は対象外である。 注2：機組除圧系冷却水ポンプ、緊急冷却水ポンプ又は冷却機熱源冷却水ポンプを使用して使用する可搬型冷却水ポンプを冷却する手順として降水を確保する。</p> </div>	備考

第 1.4-1 図 機能喪失原因区別分析 (2/3)

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)</p> <p>※5</p> <p>※3</p>	<p>第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)</p> <p>※3</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>フロントライン系、サポート系の整理、故障の規定・対応手段</p> <p>凡例： <input type="checkbox"/> フロントライン系 <input type="checkbox"/> サポート系 <input type="checkbox"/> 故障を想定 <input type="checkbox"/> 対応手段あり</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>故障想定機器</th> <th>故障要因1</th> <th>故障要因2</th> <th>故障要因3</th> <th>故障要因4</th> <th>故障要因5</th> <th>故障要因6</th> <th>故障要因7</th> <th>故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">低圧注水系統機能喪失</td> <td rowspan="15">PHR A機能喪失</td> <td>PHRポンプ故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静的機器故障</td> <td>PHR Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>水漏</td> <td>S/O</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>RCW機能喪失</td> <td>RCWポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>静的機器故障</td> <td>RCW Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>RSWポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>弁</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>静的機器故障</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>駆動源喪失 (AG, DC電源)</td> <td>※3 附録</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>※4 附録</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>P/C故障</td> <td>D/G機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>M/C故障</td> <td>外部電源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>主母線量故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>遮断器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>蓄電池機能喪失</td> <td>充電器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>直流電源供給機能喪失</td> <td>充電器機能喪失</td> <td>AG電源喪失</td> <td>※3 附録</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>※1 同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>※2 同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>※4 同様</td> <td></td> <td></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	低圧注水系統機能喪失	PHR A機能喪失	PHRポンプ故障								弁故障								静的機器故障	PHR Hx								配管								水漏	S/O							ストレーナ								RCW機能喪失	RCWポンプ								静的機器故障	RCW Hx							配管								RSWポンプ								弁								静的機器故障	配管							ストレーナ								駆動源喪失 (AG, DC電源)	※3 附録							※4 附録								P/C故障	D/G機能喪失							M/C故障	外部電源喪失							主母線量故障								遮断器故障								蓄電池機能喪失	充電器故障							直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AG電源喪失	※3 附録					※1 同様								※2 同様								※4 同様							
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8																																																																																																																																																																																																						
低圧注水系統機能喪失	PHR A機能喪失	PHRポンプ故障																																																																																																																																																																																																												
		弁故障																																																																																																																																																																																																												
		静的機器故障	PHR Hx																																																																																																																																																																																																											
			配管																																																																																																																																																																																																											
			水漏	S/O																																																																																																																																																																																																										
			ストレーナ																																																																																																																																																																																																											
			RCW機能喪失	RCWポンプ																																																																																																																																																																																																										
				静的機器故障	RCW Hx																																																																																																																																																																																																									
				配管																																																																																																																																																																																																										
				RSWポンプ																																																																																																																																																																																																										
				弁																																																																																																																																																																																																										
				静的機器故障	配管																																																																																																																																																																																																									
				ストレーナ																																																																																																																																																																																																										
				駆動源喪失 (AG, DC電源)	※3 附録																																																																																																																																																																																																									
				※4 附録																																																																																																																																																																																																										
		P/C故障	D/G機能喪失																																																																																																																																																																																																											
		M/C故障	外部電源喪失																																																																																																																																																																																																											
		主母線量故障																																																																																																																																																																																																												
		遮断器故障																																																																																																																																																																																																												
		蓄電池機能喪失	充電器故障																																																																																																																																																																																																											
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AG電源喪失	※3 附録																																																																																																																																																																																																									
		※1 同様																																																																																																																																																																																																												
		※2 同様																																																																																																																																																																																																												
		※4 同様																																																																																																																																																																																																												
<p>※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対応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 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）</p>																																																																																																																																																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="129 292 880 1222" style="border: 1px solid black; height: 583px; width: 335px;"></div> <p data-bbox="259 1283 745 1310">第1.4.2図 EOP「水位確保」における対応フロー</p>	<div data-bbox="992 240 1877 1007" style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div data-bbox="1014 252 1865 954" style="border: 1px solid black; height: 440px; width: 380px;"></div> <p data-bbox="1178 959 1688 975">第1.4-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー</p> </div>	<p data-bbox="2011 204 2063 228">備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="120 301 875 1214" style="border: 1px solid black; height: 572px; width: 337px;"></div> <p data-bbox="248 1259 741 1284">第1.4.3図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p>	<div data-bbox="996 245 1877 1082" style="border: 1px solid black; height: 524px; width: 393px;"></div> <p data-bbox="1167 1031 1693 1050">第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="136 304 887 970" style="border: 1px solid black; height: 417px; width: 335px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="264 999 757 1023" style="text-align: center;">第1.4.4図 EOP「水位回復」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1010 252 1868 951" style="border: 1px solid black; height: 438px; width: 383px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1189 959 1688 975" style="text-align: center;">第1.4-4図 非常時運転手順書Ⅱ（微狭ベース）「水位回復」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="145 300 922 986" style="border: 1px solid black; height: 430px; width: 347px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="145 1045 922 1077">第1.4.5図 停止時EOP「SFP 原子炉水位・温度制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1153 300 1720 1225" style="border: 1px solid black; height: 580px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1025 1236 1848 1268">第1.4-5図 非常時運転手順書II（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="1010 331 1877 963" style="border: 1px solid black; height: 396px; width: 387px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1160 978 1727 995" style="text-align: center; font-size: small;">第1.4-6図 非常時運転手順書Ⅱ（停止時復従ベース）「停止時崩壊熱除去制御」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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="125 264 878 1136" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="248 1217 745 1249" data-label="Caption"> <p>第1.4.6図 SOP「RPV制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1005 285 1865 1083" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1111 1093 1756 1120" data-label="Caption"> <p>第1.4-7図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-4」における対応フロー</p> </div>	

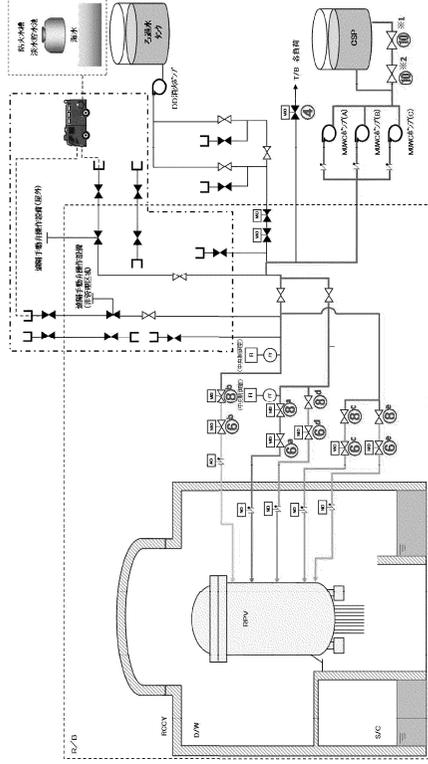
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

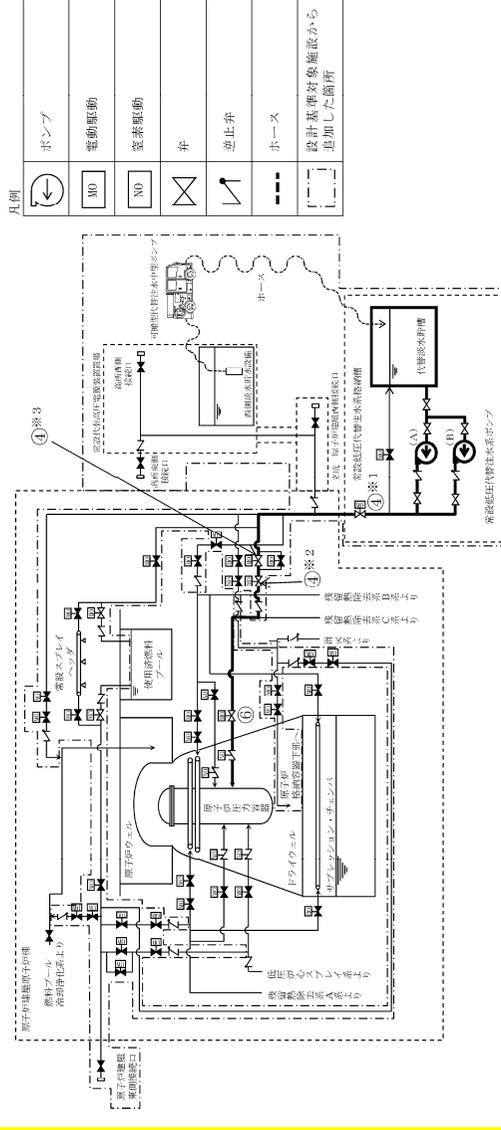
備考



操作手順	弁名称
④	タービン建機員切差断弁
⑤	残留熱除去系注入弁(B)
⑥	残留熱除去系注入弁(A)
⑦	残留熱除去系注入弁(C)
⑧	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑨	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑪	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑫	残留熱除去系洗浄水弁(C)
⑬	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑭	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑮	復水補給水系常、非常用連続止め弁
⑯	復水補給水系常、非常用連続止め弁

凡例	注入配管
——	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
——	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
——	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
——	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
——	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
- - -	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.4.7図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	常設低圧代替注水系系統分離弁	④	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑤	原子炉注水弁	⑥	残留熱除去系C系注入弁

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

第1.4-8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用）	要員(数)	経過時間(分)		備考
	中央制御室運転員 A, B	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 12分		
	現場運転員 C, D	通電運転状態確認、電源確認 バイパス本線閉止処置、ポンプ起動 系統構成 注水開始、注水状況確認 移動、C/Sが本線確保		
第1.4.8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用） タイムチャート				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)		備考
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	2	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 0分 必要な負荷の増量切替の操作 原子炉冷却材浄化系統込弁の閉操作（※1） 系統構成、注水開始操作		
※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。				
第1.4-9図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉運転中）（1/2）				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （建屋熱除去系（C）注入配管使用）	要員（数） 中央制御室運転員 A、B 2 現場運転員 C、D 2		備考
	第1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系（C）注入配管使用） タイムチャート		

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用）	要員（数）	経過時間（分）										備考
	中央制御室運転員 A、B 2 現場運転員 C、D 2	25分 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 										
第 1.4.10 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（B）注入配管使用） タイムチャート												

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

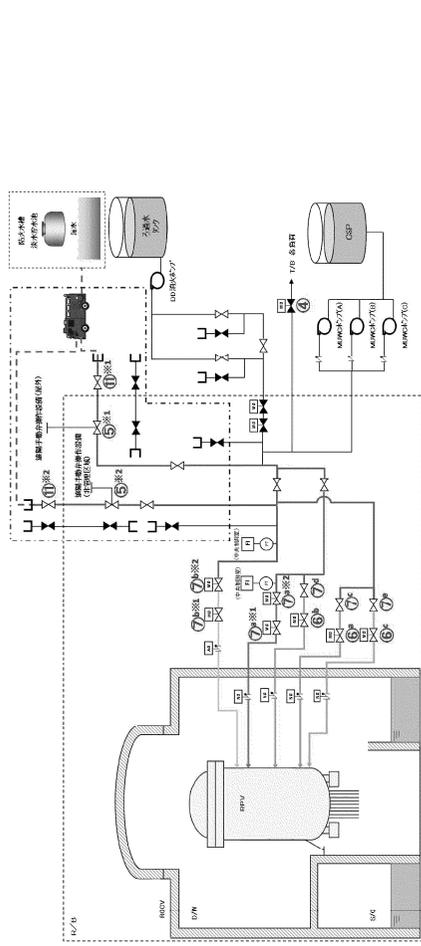
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）	要員（数） 中央制御室運転員 A, B 2	経過時間（分） 30分 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水		備考
	現場運転員 C, D 2			
第 1.4.11 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用） タイムチャート				

<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: right;">東海第二</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。</p> <p>第1.4-9図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2/2）</p>	<p>備考</p>
---------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

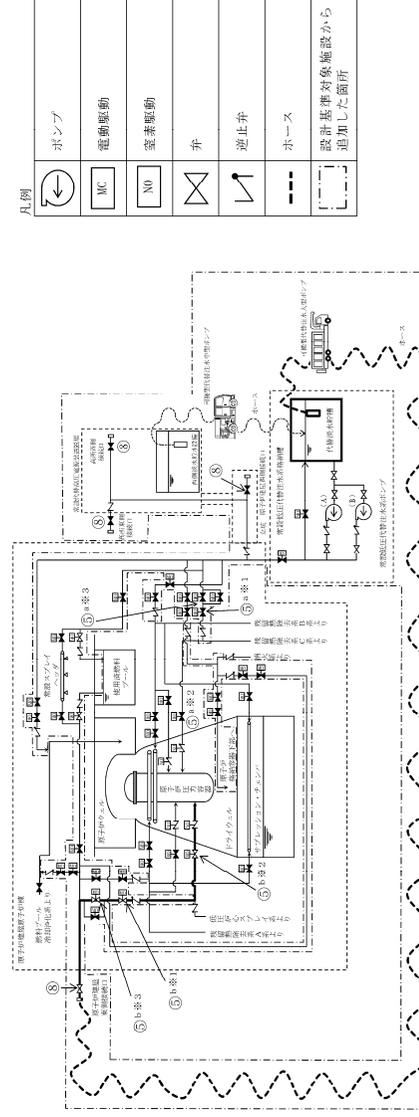


操作手順	弁名称
④	タービン駆動弁駆動弁(B)
⑤ ^a ①	M/WC接続口内側調整弁(B)
⑤ ^a ②	M/WC接続口内側調整弁(A)
⑤ ^a ③	残留熱除去系注入弁(C)
⑤ ^a ④	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑤ ^a ⑤	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑤ ^a ⑥	残留熱除去系注水弁(B)
⑤ ^a ⑦	残留熱除去系注水弁(C)
⑤ ^a ⑧	残留熱除去系注水弁(A)
⑤ ^a ⑨	残留熱除去系注水弁(C)
⑤ ^a ⑩	高圧炉心注水系注水弁(低圧側停止弁)(B)
⑤ ^a ⑪	高圧炉心注水系注水弁(低圧側停止弁)(C)
⑤ ^a ⑫	M/WC接続口外側調整弁(A), M/WC接続口内側調整弁(B)

凡例	注入配管
■	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
■	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
■	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
■	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
■	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
■	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.4.12図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図
（交流電源が確保されている場合）

東海第二



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑤ ^a ①, ⑤ ^b ①	原子炉注水弁	⑤ ^a ③, ⑤ ^b ③	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑤ ^a ②	残留熱除去系C系注入弁	④	原子炉建造品側接続口の弁、高所車側接続口の弁、高所車側調整口の弁、原子炉建造品側調整口の弁
⑤ ^a ②	低圧側C系スプレイ系注入弁		

記載例
○：操作手順番号を示す。
○^a：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○^b：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.4-10図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図【交流動力電源が確保されている場合】

備考

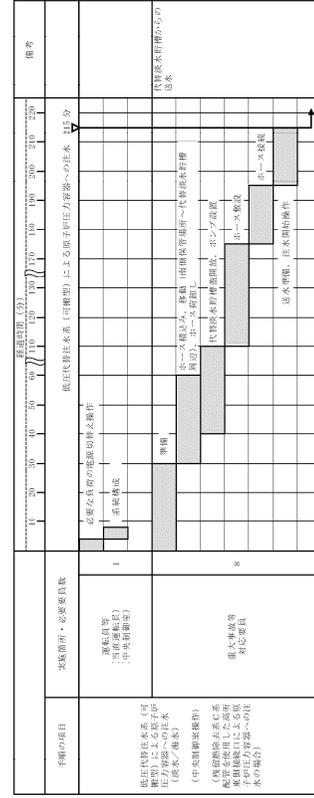
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

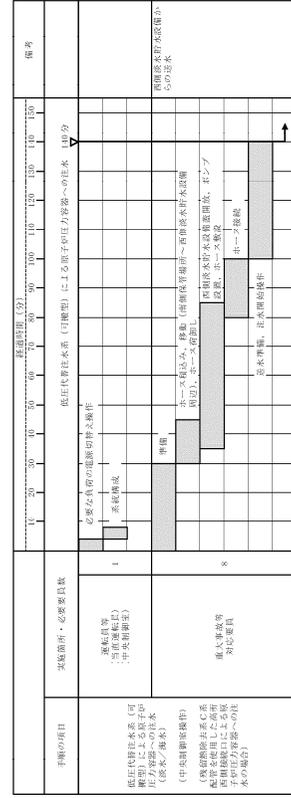
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用) [交流電源が確保されている場合]	運転員等 : 中央制御室													
	2 中央制御室運転員 A, B													
運転員等 : 現場	2 現場運転員 C, D													

第1.4.13 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)(系統構成) タイムチャート
(交流電源が確保されている場合)



東海第二



【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m】

第1.4-11 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水
(淡水/海水) タイムチャート(発電用原子炉運転中)(1/2)

備考

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）		経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員(数)	系統構成完了 65分										
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【交流電源が確保されている場合】	通信連絡設備準備 電源確認 バイパス流防止措置 系統構成 移動・遠隔手動操縦作動機リンク機構の取外し 系統構成(管理区域) 系統構成(注入弁・洗浄水弁開閉作動)										
中央制御室運転員 A, B	2											
現場運転員 C, D	2											

第1.4.14図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
(残留熱除去系(C)注入配管使用) (系統構成) タイムチャート
(交流電源が確保されている場合)

東海第二		経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員(数)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 55分										
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【中央制御室操作】	必要な負荷の電源供給準備 系統構成 移動・遠隔手動操縦作動機リンク機構の取外し 系統構成(管理区域) 系統構成(注入弁・洗浄水弁開閉作動)										
運転員等 (中央制御室)	1											
重大事故等 対応要員	8											

【ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は542m、ホース敷設(西側淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は881m】

第1.4-11図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水
(淡水/海水) タイムチャート(発電用原子炉運転中)(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目 低圧代替注水（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 注水設備が確保されている場合） 注水設備が確保されていない場合）	要員(数)	経過時間(分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
中央制御室運転員 A、B	2	系統構成完了 30分 通常連絡設備準備、電源強形 ハイパス流停止措置 系統構成 移動、送開手動弁操作設備リンク機構の取外し、系統構成（管理区域） 系統構成											
現場運転員 C、D	2												
第1.4.15 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （高圧炉心注水系(B)注入配管使用）（系統構成）タイムチャート （交流電源が確保されている場合）													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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	
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
低圧冷却材系(可搬型)による原子炉冷却材の注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) 【交流電源が確保されている場合】	中央制御室運転員 A, B	2	通常連絡設備構築、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、遠隔手動弁送作設備リンク機構の取外し、系統構成(管理区画) 系統構成(注入弁、洗浄水弁開閉作業含む)											
	班長運転員 C, D	2												
第 1.4.16 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) (高圧炉心注水系(C)注入配管使用)(系統構成) タイムチャート (交流電源が確保されている場合)														

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>手順の項目</p> <p>可搬型代替注水ポンプによる送水 [防 waters 水圧を水漏れによる送水]</p> <p>3*</p> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2線) を使用した場合は、緊急時対応要員名で10分以内で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。</p>												<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140</p> <p>防 waters 水圧を水漏れによる送水 125分 ※1</p>												<p>備考</p>											
<p>手順の項目</p> <p>可搬型代替注水ポンプによる送水 [防 waters 水圧を水漏れによる送水]</p> <p>2</p> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2線) を使用した場合は、約120分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。</p>												<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140</p> <p>送水ポンプを水漏れとした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1</p>												<p>備考</p>											
<p>手順の項目</p> <p>可搬型代替注水ポンプによる送水 [防 waters 水圧を水漏れによる送水]</p> <p>2</p> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2線) を使用した場合は、約120分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。</p>												<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140</p> <p>送水ポンプを水漏れとした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1</p>												<p>備考</p>											

第 1.4.17 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）
（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（1/2）

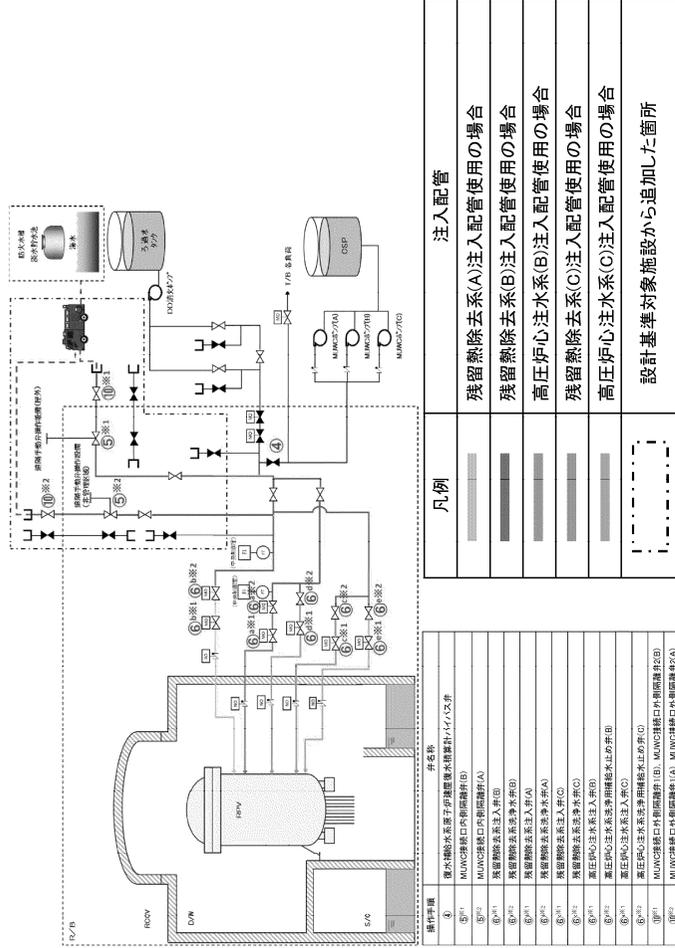
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

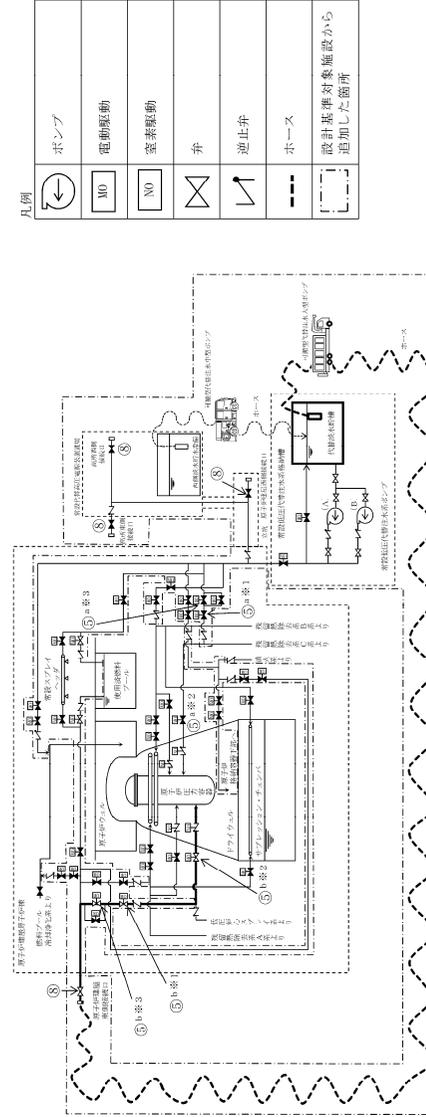
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考



第1.4.18図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図
（全交流動力電源が喪失している場合）



第1.4-12図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図【全交流動力電源が喪失している場合】

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
		経過時間（分）		備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 545分		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （現場操作） （低圧炉心スプレィ希配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等（当直運転員）（現場）	3	移動、系統構成	
	運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	3		
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積み込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース復旧し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作	代替淡水貯槽からの送水
		経過時間（分）		備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 329分		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （現場操作） （低圧炉心スプレィ希配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）	運転員等（当直運転員）（現場）	3	移動、系統構成	
	運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	3		
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積み込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース復旧し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作	西側淡水貯水設備からの送水
<p>【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m、ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】</p>				
<p>第1.4-13 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） タイムチャート（発電用原子炉運転中）（2／2）</p>				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は142m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】</p> <p>第1.4-14図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 （淡水／海水） タイムチャート（発電用原子炉停止中）（1／2）</p>	

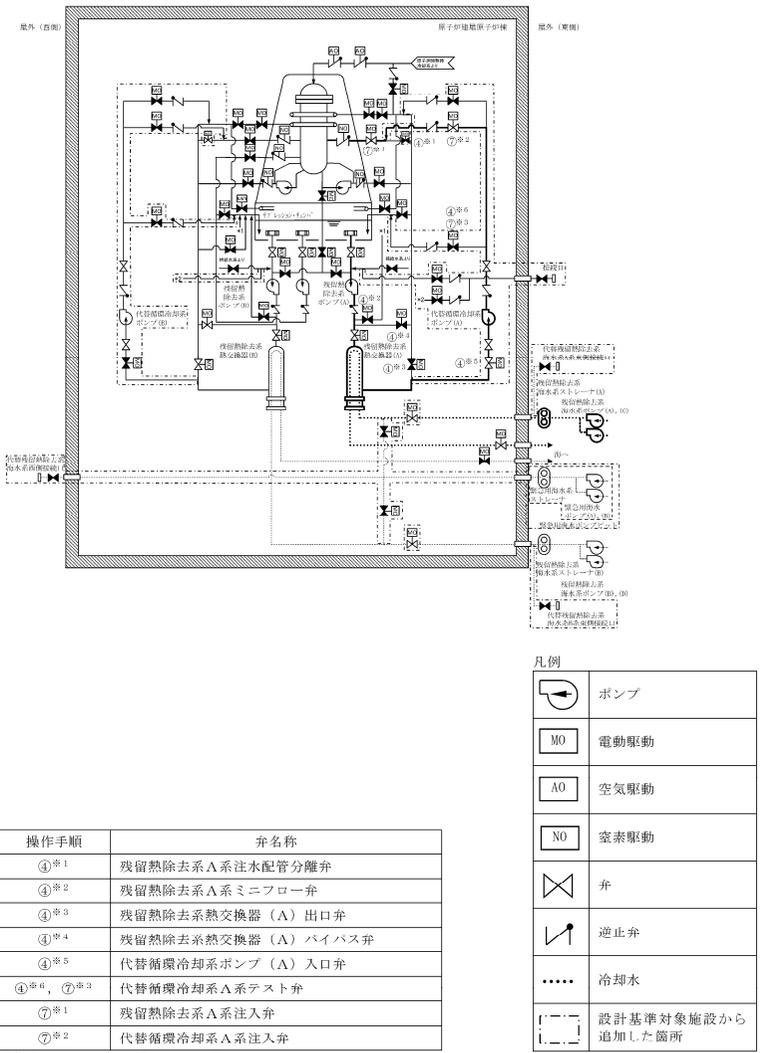
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="20">経過時間（分）</th> <th></th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th><th>200</th><th>210</th><th>220</th><th>230</th><th>240</th><th>250</th><th>260</th><th>270</th><th>280</th><th>290</th><th>300</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="35">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 535分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室）</td> <td>1</td> <td colspan="2">必要な負荷の電源切替え操作</td> <td colspan="2">系統構成</td> <td colspan="35"></td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td colspan="2">準備</td> <td colspan="2">ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し</td> <td colspan="2">代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置</td> <td colspan="2">ホース敷設</td> <td colspan="2">ホース接続</td> <td colspan="2">送水準備、注水開始操作</td> <td colspan="20"></td> <td>代替淡水貯槽からの送水</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="20">経過時間（分）</th> <th></th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th><th>200</th><th>210</th><th>220</th><th>230</th><th>240</th><th>250</th><th>260</th><th>270</th><th>280</th><th>290</th><th>300</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="35">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 320分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室）</td> <td>1</td> <td colspan="2">必要な負荷の電源切替え操作</td> <td colspan="2">系統構成</td> <td colspan="35"></td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td colspan="2">準備</td> <td colspan="2">ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し</td> <td colspan="2">西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置</td> <td colspan="2">ホース敷設</td> <td colspan="2">ホース接続</td> <td colspan="2">送水準備、注水開始操作</td> <td colspan="20"></td> <td>西側淡水貯水設備からの送水</td> </tr> </tbody> </table>			経過時間（分）																							10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 535分																																			低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1	必要な負荷の電源切替え操作		系統構成																																					重大事故等対応要員	8	準備		ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し		代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置		ホース敷設		ホース接続		送水準備、注水開始操作																						代替淡水貯槽からの送水			経過時間（分）																							10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 320分																																			低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1	必要な負荷の電源切替え操作		系統構成																																					重大事故等対応要員	8	準備		ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し		西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置		ホース敷設		ホース接続		送水準備、注水開始操作																						西側淡水貯水設備からの送水	
		経過時間（分）																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 535分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1	必要な負荷の電源切替え操作		系統構成																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	重大事故等対応要員	8	準備		ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し		代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置		ホース敷設		ホース接続		送水準備、注水開始操作																						代替淡水貯槽からの送水																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		経過時間（分）																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 320分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （中央制御室操作） 〔低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合〕	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1	必要な負荷の電源切替え操作		系統構成																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	重大事故等対応要員	8	準備		ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し		西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置		ホース敷設		ホース接続		送水準備、注水開始操作																						西側淡水貯水設備からの送水																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	<p>【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m、ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】</p> <p>第1.4-14図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 （淡水／海水） タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2／2）</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																		
	 <table border="1" data-bbox="1064 1077 1500 1300"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④^{※1}</td> <td>残留熱除去系A系注水配管分離弁</td> </tr> <tr> <td>④^{※2}</td> <td>残留熱除去系A系ミニロー弁</td> </tr> <tr> <td>④^{※3}</td> <td>残留熱除去系熱交換器（A）出口弁</td> </tr> <tr> <td>④^{※4}</td> <td>残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>④^{※5}</td> <td>代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁</td> </tr> <tr> <td>④^{※6}、⑦^{※3}</td> <td>代替循環冷却系A系テスト弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{※1}</td> <td>残留熱除去系A系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{※2}</td> <td>代替循環冷却系A系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○^{※1}：操作手順番号内には確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 ○^{※1}~：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第1.4-15図 代替循環冷却による原子炉压力容器への注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	④ ^{※1}	残留熱除去系A系注水配管分離弁	④ ^{※2}	残留熱除去系A系ミニロー弁	④ ^{※3}	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	④ ^{※4}	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	④ ^{※5}	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁	④ ^{※6} 、⑦ ^{※3}	代替循環冷却系A系テスト弁	⑦ ^{※1}	残留熱除去系A系注入弁	⑦ ^{※2}	代替循環冷却系A系注入弁	備考
操作手順	弁名称																			
④ ^{※1}	残留熱除去系A系注水配管分離弁																			
④ ^{※2}	残留熱除去系A系ミニロー弁																			
④ ^{※3}	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁																			
④ ^{※4}	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁																			
④ ^{※5}	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁																			
④ ^{※6} 、⑦ ^{※3}	代替循環冷却系A系テスト弁																			
⑦ ^{※1}	残留熱除去系A系注入弁																			
⑦ ^{※2}	代替循環冷却系A系注入弁																			

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</td> <td rowspan="3">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2</td> <td colspan="10">代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 41分</td> <td rowspan="3">※1</td> </tr> <tr> <td colspan="5">必要な負荷の電源切替え操作</td> <td colspan="5">系統構成</td> </tr> <tr> <td colspan="10">注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで41分以内で可能である。</p> <p>第1.4-16図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉運転中）（1/2）</p>				経過時間（分）										備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	5	10	15	20	25	30	35	40	45		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 41分										※1	必要な負荷の電源切替え操作					系統構成					注水開始操作										
		経過時間（分）										備考																																																	
手順の項目	実施箇所・必要員数	5	10	15	20	25	30	35	40	45																																																			
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 41分										※1																																																	
		必要な負荷の電源切替え操作					系統構成																																																						
		注水開始操作																																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

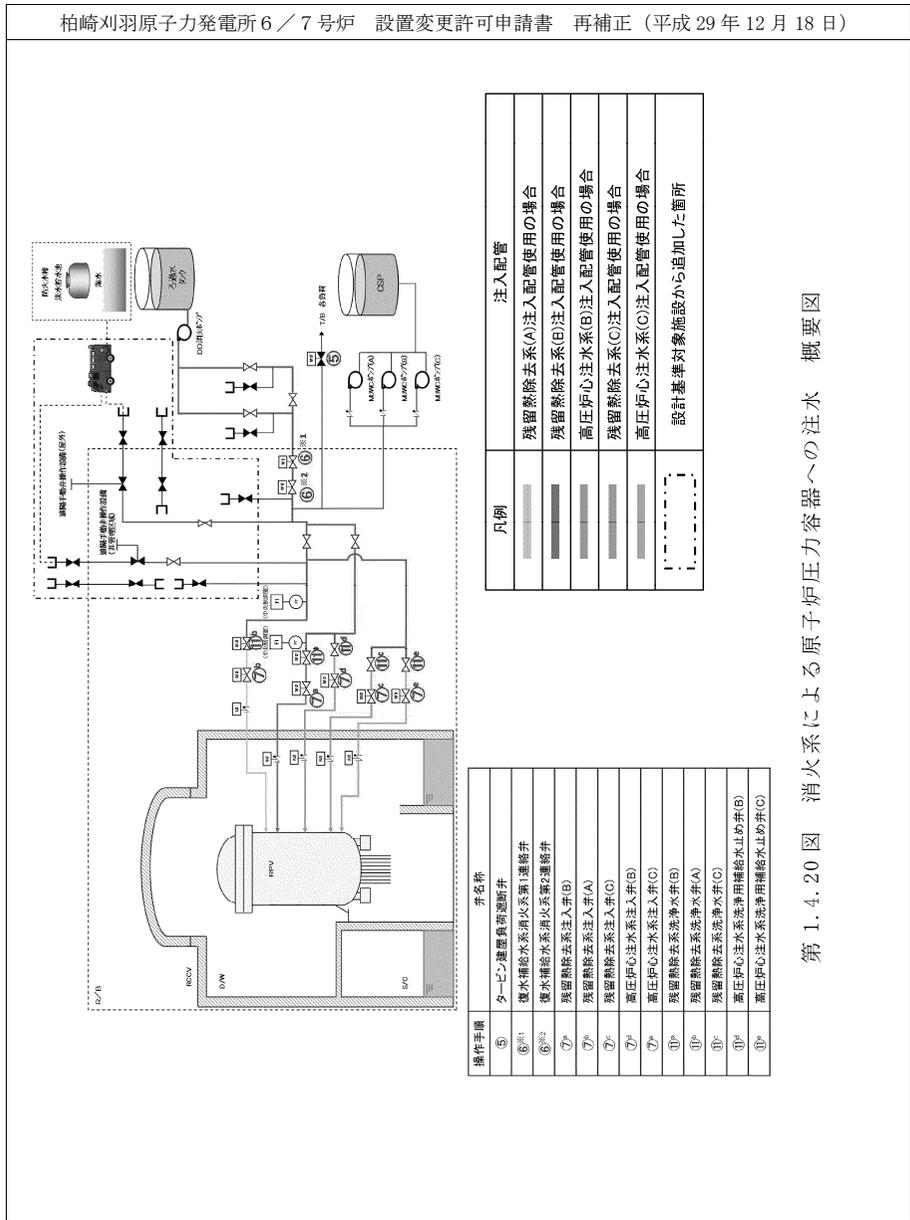
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

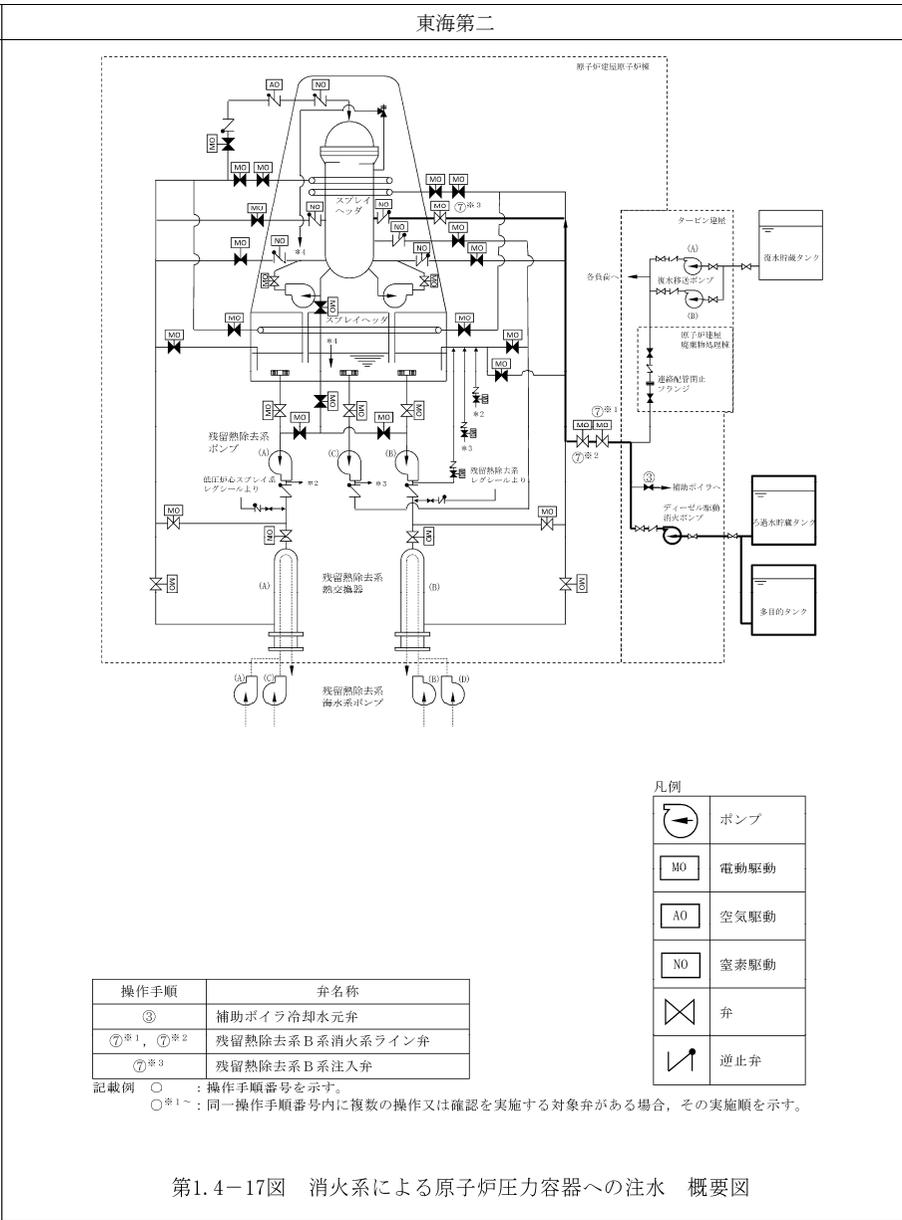
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二		備考																																																																
	<table border="1" data-bbox="1010 295 1859 478"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水</td> <td rowspan="2">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="2">必要負荷の電部切替え操作</td> <td colspan="6">系統構成</td> <td colspan="2">注水開始操作</td> <td rowspan="2">※1</td> </tr> <tr> <td colspan="12"> </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1019 478 1848 518">※1：代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉压力容器への注水については、注水開始まで41分以内で可能である。</p> <p data-bbox="1019 582 1848 662">第1.4-16図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2/2）</p>				経過時間（分）										備考			5	10	15	20	25	30	35	40	45			手順の項目	実施箇所・必要員数	代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水											代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	必要負荷の電部切替え操作		系統構成						注水開始操作		※1													
		経過時間（分）										備考																																																							
		5	10	15	20	25	30	35	40	45																																																									
手順の項目	実施箇所・必要員数	代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水																																																																	
代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	必要負荷の電部切替え操作		系統構成						注水開始操作		※1																																																							

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点



第 1.4.20 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図



第1.4-17図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

備考

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目	要員(数)	12	20	30	40	50	60	70	80	90	備考	
	消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	30分 消火系による原子炉圧力容器への注水										
	運転室内設備確認、電源確保確認											
	系統構成、ハイパス運転停止回避 注水開始、注水状況確認											
中央制御室運転員 A、B 2	運転室内設備確認											
制御運転員 C、D 2	系統構成、ハイパス運転停止回避											
5号炉運転員 2	注水開始、注水状況確認											
	電源確保											
	消火ポンプ起動											

第 1.4.21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系 (A) 又は (B) 注入配管使用）
タイムチャート

東海第二		東海第二										備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	備考	
	消火系による原子炉圧力容器への注水	消火系による原子炉圧力容器への注水 56分										
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	系統構成、注水開始操作										
	運転員等 (当直運転員) (現場)	移動、系統構成										
1	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)											
2	運転員等 (当直運転員) (現場)											

第1.4-18図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉運転中）（1/2）

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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	
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(C)注入時兼使用)	中央制御室運転員 A, B 2	40分 消火系による原子炉圧力容器への注水											
	現場運転員 C, D 2	運転室待機準備、電源確保確認	ハイパス源防止確認、系統構成	注水系統確認									
	現場運転員 E, F 2	移動系確認	注水開始										
	5号炉運転員 2	電源確保											
		操縦室へ移動											
第 1.4.22 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(C)注入配管使用） タイムチャート													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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						
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考						
		10	20		30	40	50	60	70	80
消火系による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(B)注入配管使用)	中央制御室要員 A、B	2	30分 消火系による原子炉圧力容器への注水							
	現場運転員 C、D	2	操縦室始動機確認、電源機稼働確認 ハイパス流量停止処理、系統構築 注水仕度確認 移動 注を開始 電源機稼働							
	現場運転員 E、F	2	5号炉運転員 消火ポンプ起動							
	5号炉運転員	2								

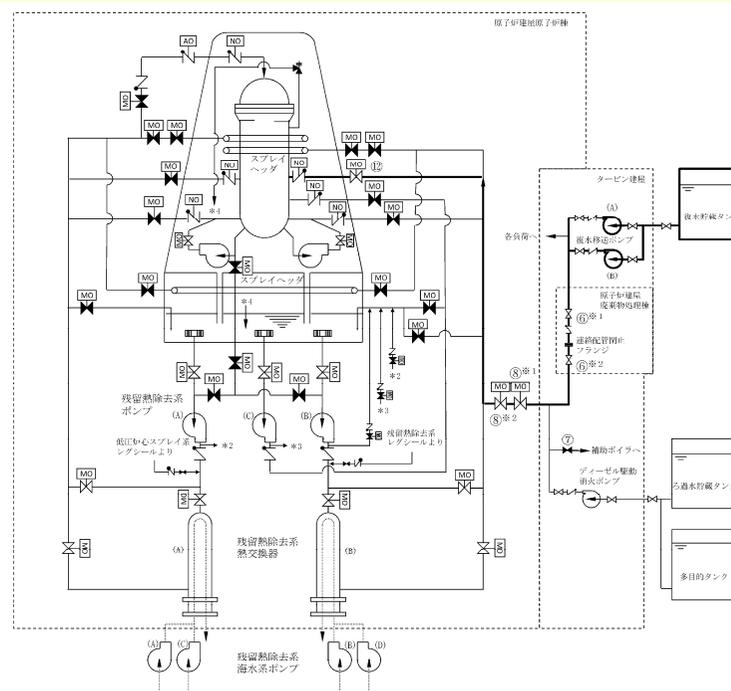
第 1.4.23 図 消火系による原子炉圧力容器への注水（高圧炉心注水系(B)注入配管使用） タイムチャート

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="text-align: center;"> </div> <p>第1.4-18図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2/2）</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）

東海第二

備考



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁

操作手順	弁名称
⑤*1, ⑥*2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑦	補助ボイラ冷却水元弁
⑧*1, ⑧*2	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑫	残留熱除去系B系注入弁

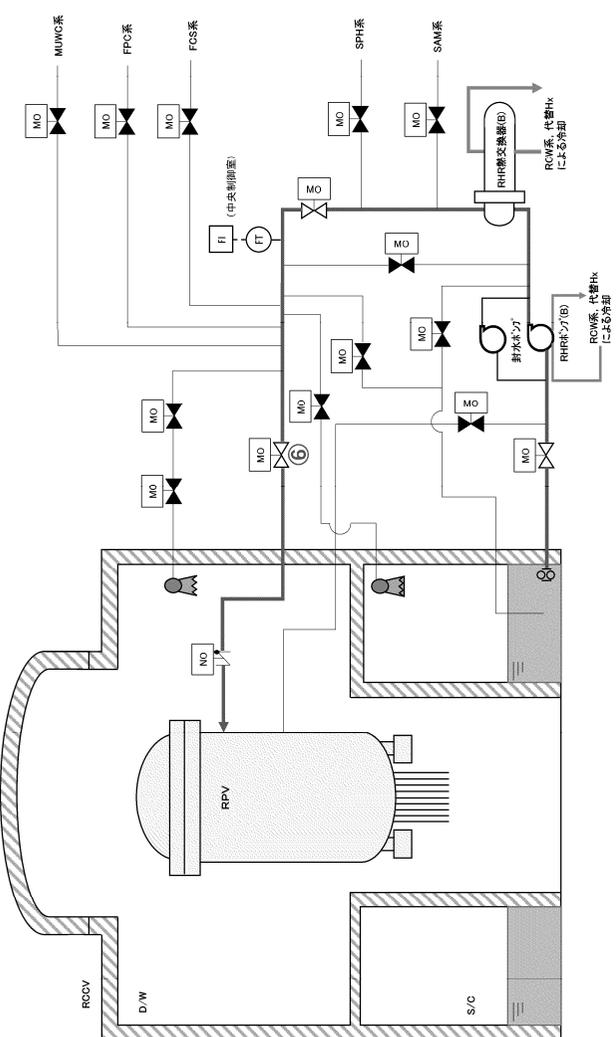
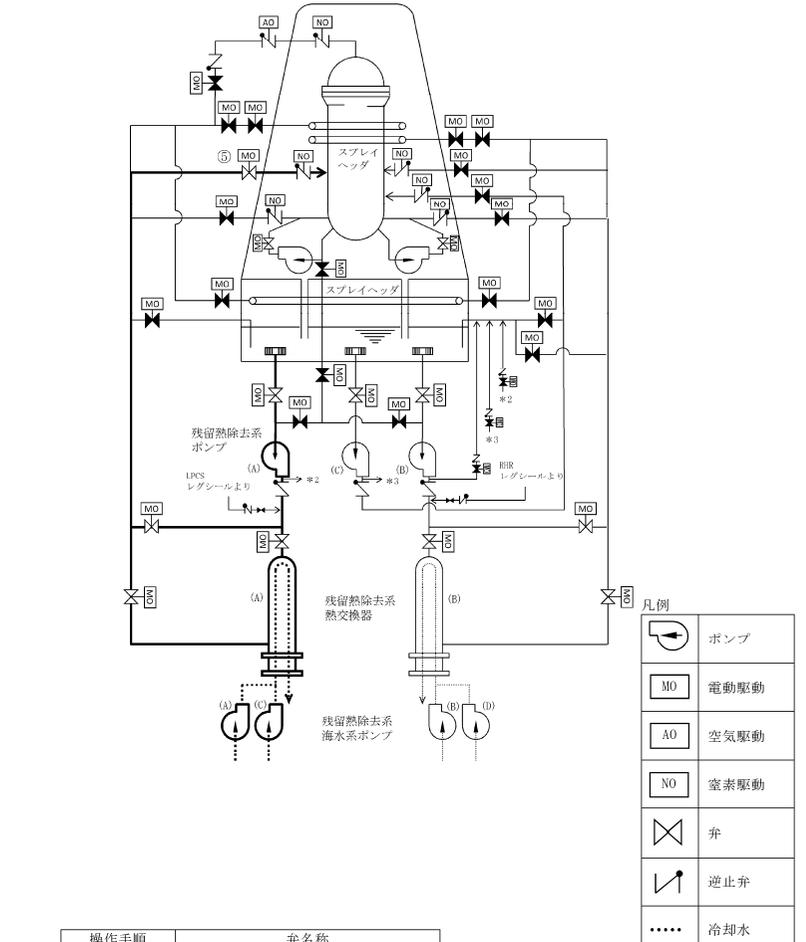
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.4-19図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																																																																						
			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="13">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="13">補給水系による原子炉圧力容器への注水 110分</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">補給水系による原子炉圧力容器への注水</td> <td>運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>系統構成、注水開始操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td>運転員等 （当直運転員） （現場）</td> <td>2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>移動</td> <td>系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員</td> <td>4</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>移動、連絡配管閉止フランジ切替</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>															経過時間（分）													備考			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		手順の項目	実施箇所・必要員数	補給水系による原子炉圧力容器への注水 110分														補給水系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1															系統構成、注水開始操作		運転員等 （当直運転員） （現場）	2															移動	系統構成	重大事故等 対応要員	4															移動、連絡配管閉止フランジ切替		
		経過時間（分）													備考																																																																																																							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120																																																																																																									
手順の項目	実施箇所・必要員数	補給水系による原子炉圧力容器への注水 110分																																																																																																																				
補給水系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1															系統構成、注水開始操作																																																																																																					
	運転員等 （当直運転員） （現場）	2															移動	系統構成																																																																																																				
	重大事故等 対応要員	4															移動、連絡配管閉止フランジ切替																																																																																																					
			<p>第1.4-20図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2/2）</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）	東海第二	備考								
 <p style="text-align: center;">弁名称 残留熱除去系注入弁(B)</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>⑥</td> <td>残留熱除去系注入弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第 1.4.25 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑥	残留熱除去系注入弁(B)	 <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</td> <td>残留熱除去系A系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p style="text-align: center;">第1.4-21図 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑤	残留熱除去系A系注入弁	<p style="text-align: center;">備考</p>
操作手順	弁名称									
⑥	残留熱除去系注入弁(B)									
操作手順	弁名称									
⑤	残留熱除去系A系注入弁									

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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	
手順の項目 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	要員(数) 中央制御室運転員 A B 2	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80			備考
	15分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 電源復旧 系統構成、ポンプ起動				
第 1.4.26 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート					
手順の項目 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	実施箇所・必要員数 運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1	経過時間(分) 0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5			備考
	※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで2分以内で可能である。				
第1.4-22図 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉運転中）（1/2）					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																					
	<table border="1" data-bbox="1003 284 1854 418"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室）</td> <td>1</td> <td colspan="10"> </td> <td>※1</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1014 419 1832 478">※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p data-bbox="1014 518 1832 598">第1.4-22図 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2／2）</p>				経過時間(分)										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水											残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1											※1	
		経過時間(分)										備考																																												
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																														
手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水																																																						
残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1											※1																																											

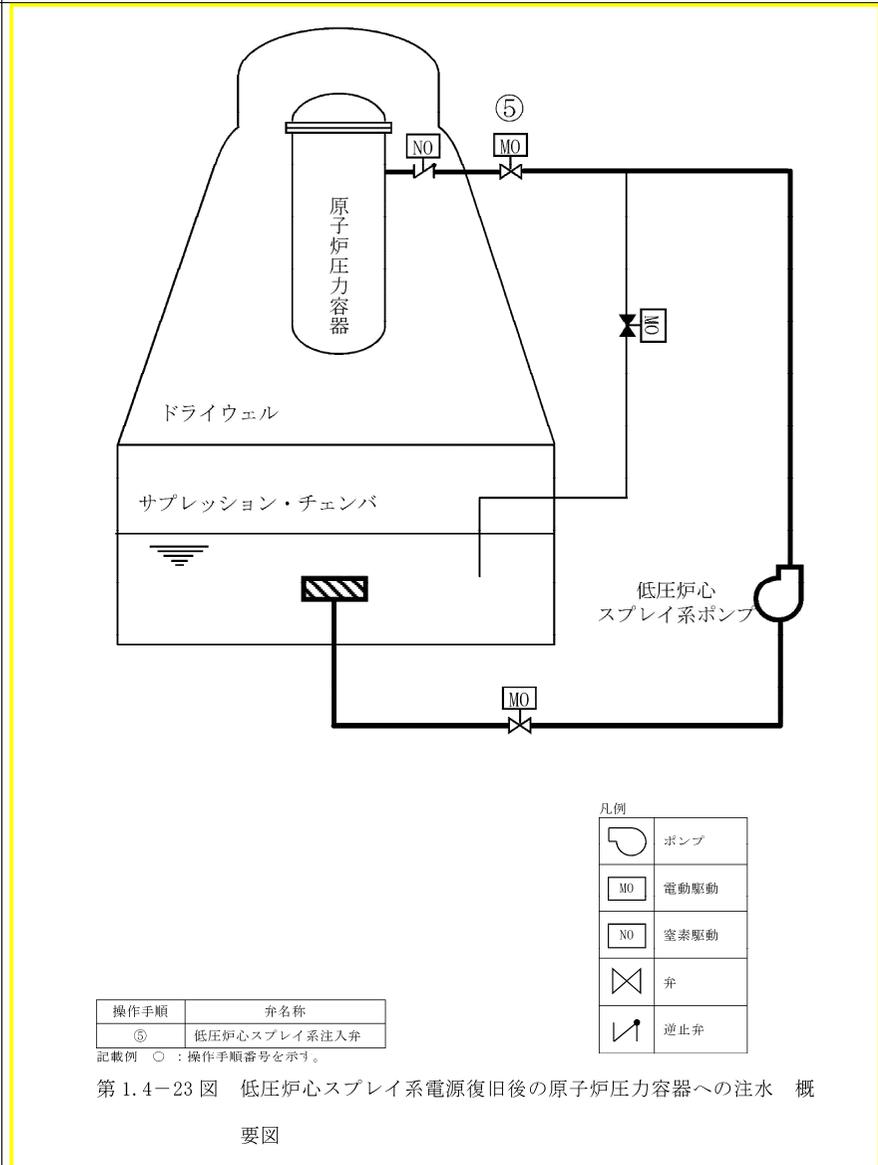
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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 1.4-23 図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 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】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																					
			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>0.5</th> <th>1</th> <th>1.5</th> <th>2</th> <th>2.5</th> <th>3</th> <th>3.5</th> <th>4</th> <th>4.5</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3"></td> <td colspan="10" style="text-align: center;"> 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水 </td> <td></td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>										手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間（分）										備考	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5				低圧炉心スプレイ系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水											低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1															
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間（分）										備考																																																						
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																								
			低圧炉心スプレイ系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水																																																															
低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																																
			第1.4-24図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉運転中）（1/2）																																																															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																
	<table border="1" data-bbox="1012 252 1861 383"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="8">経過時間（分）</th> <th></th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th> <th>1</th> <th>1.5</th> <th>2</th> <th>2.5</th> <th>3</th> <th>3.5</th> <th>4</th> <th>4.5</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 2分</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</td> <td>運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td>1</td> <td colspan="9">系統構成、注水開始操作</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1012 446 1836 526">第1.4-24図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート（発電用原子炉停止中）（2／2）</p>			経過時間（分）											0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 2分										低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	系統構成、注水開始操作										
		経過時間（分）																																																
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	備考																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 2分																																																
低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	系統構成、注水開始操作																																															

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水) (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	2	系統構成完了 20分											
		通風機運転準備、電源確認 ハバクシ源防止措置、系統構成											
		移動、蒸留手動制御投機による系統構成(蒸留区区域)											
第 1.4.27 図 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水) (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用) (系統構成) タイムチャート													

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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

凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	冷却水
	メカシールハルハージ水

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	原子炉冷却材浄化系吸込弁	⑩	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A) メカシールハルハージ水ライン仕切弁	⑮	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B) メカシールハルハージ水ライン調整弁
⑦*1	原子炉冷却材浄化系内側隔離弁	⑪	原子炉冷却材浄化系ポンプ(A) メカシールハルハージ水ライン調整弁	⑯	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 バイパス弁
⑦*2	原子炉冷却材浄化系外側隔離弁	⑬*1, ⑮	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱脂器 バイパス弁	⑳	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁
⑦*3, ⑮*2	原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁	⑭	原子炉冷却材浄化系ポンプ(B) メカシールハルハージ水ライン仕切弁		

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

第1.4-25図 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 概要図

備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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>第1.4-26図 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 タイムチャート</p>	

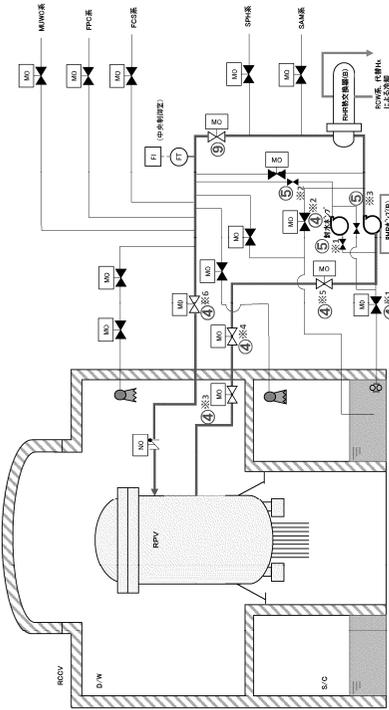
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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）

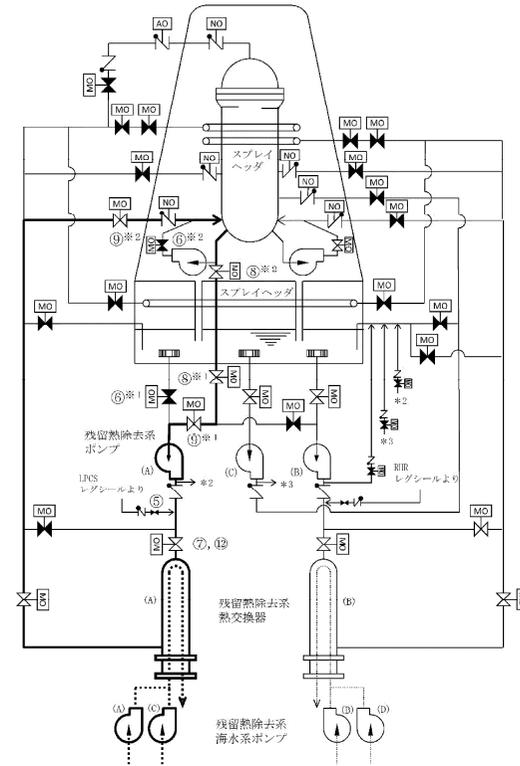
東海第二

備考



操作手順	弁名称
④※1	残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B)
④※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
④※3	残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(B)
④※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(B)
④※5	残留熱除去系ポンプ貯水吸込弁(B)
④※6	残留熱除去系注入弁(B)
⑤※1	残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁
⑤※2	残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁
⑤※3	残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁
⑤	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)

第 1.4.28 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図



凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	空素駆動
	弁
	逆止弁
	冷却水

操作手順	弁名称
⑤	残留熱除去系A系レグシールライン弁
⑥※1	残留熱除去系ポンプ(A)入口弁
⑥※2	再循環系ポンプ(A)出口弁
⑦, ⑫	残留熱除去系熱交換器(A)入口弁
⑧※1	残留熱除去系外側隔離弁
⑧※2	残留熱除去系内側隔離弁
⑨※1	残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁
⑨※2	残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却注入弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.4-27 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

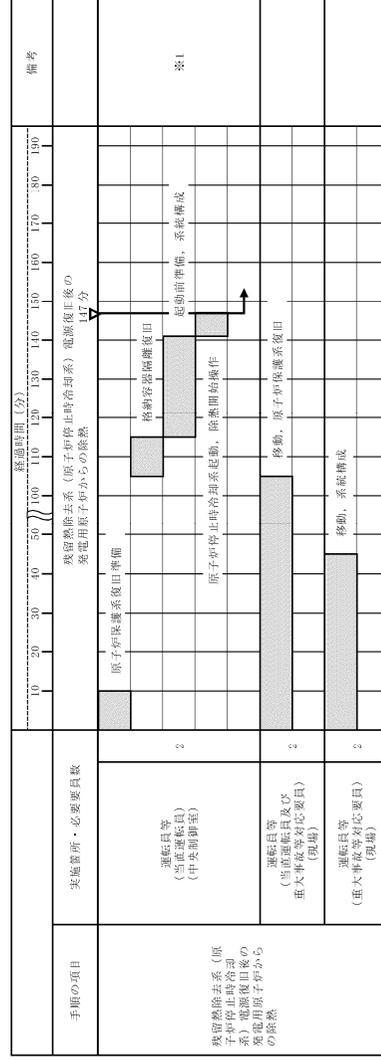
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80		
20分 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱											
残留熱除去系電源復旧後の 発電用原子炉からの除熱	電源確保 蓄電装置電源準備										
	系統構成、ポンプ起動										
	移動										
	系統構成										
	移動										
	電源確保時水ポンプ、最小運転バイパス弁										

第1.4.29図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート

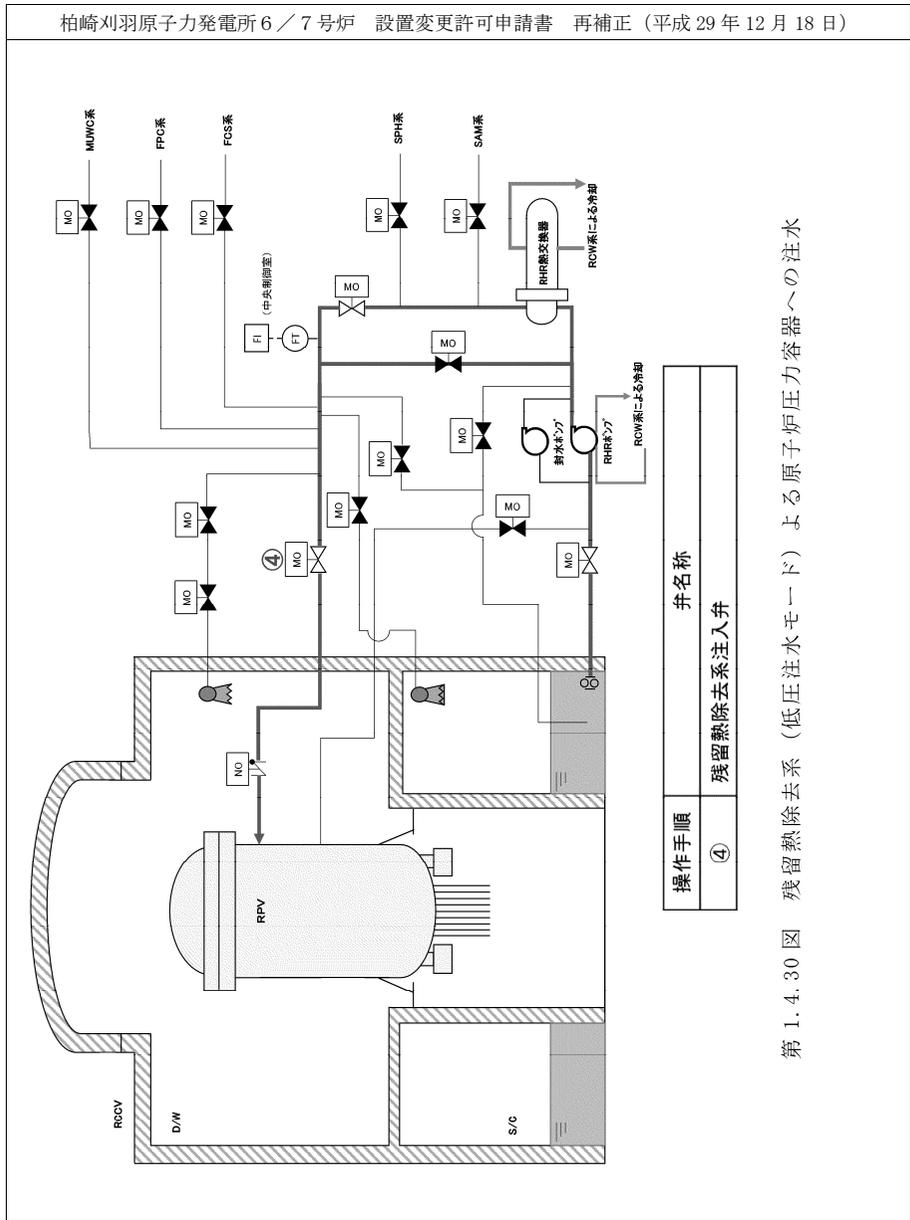


※1：残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) A系による発電用原子炉からの除熱を示す。また、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) B系による発電用原子炉からの除熱については、除熱開始まで147分以内で可能である。

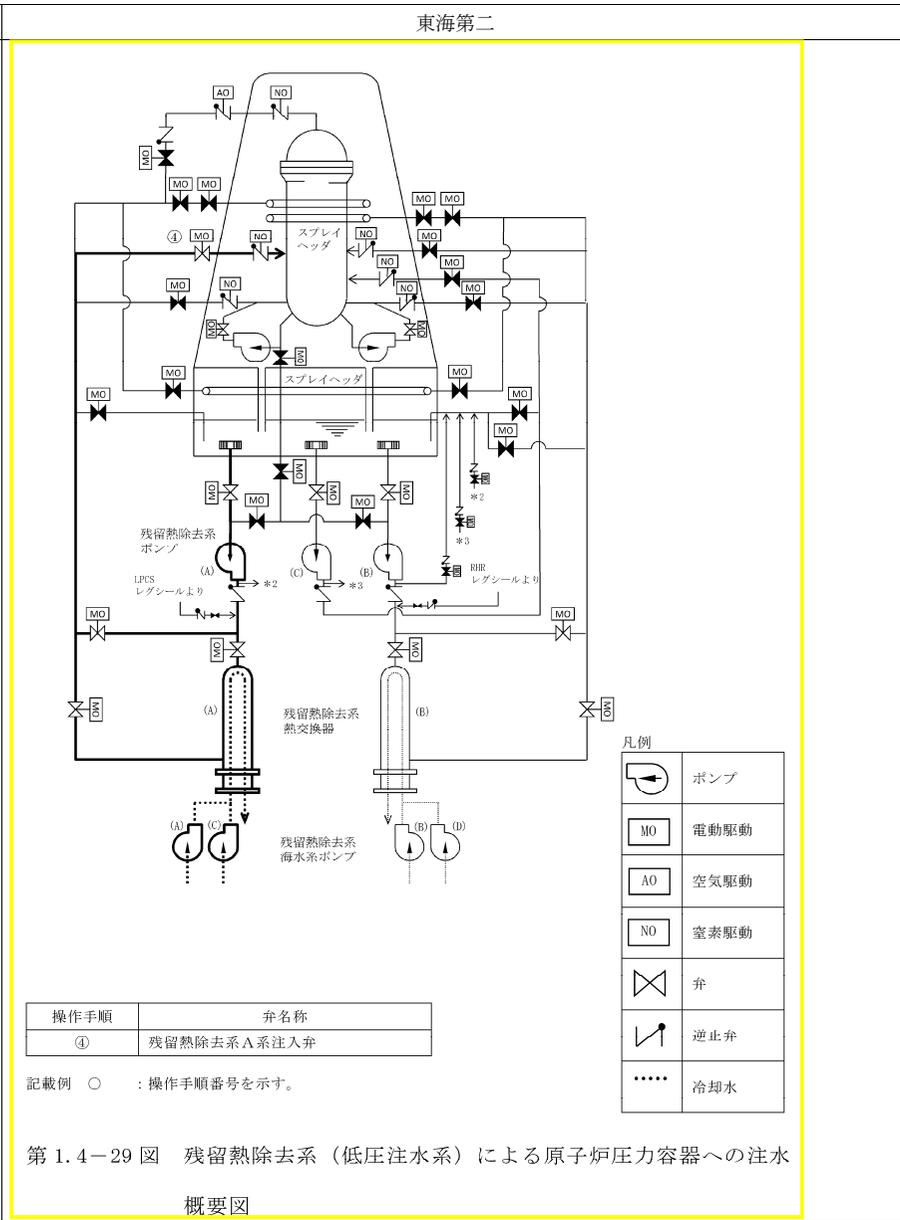
第1.4-28図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点



第 1.4.30 図 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水



備考

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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																																																																																																																												
	<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td rowspan="2">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">↓</td> <td rowspan="2">※1</td> </tr> <tr> <td colspan="10" style="text-align: center;">自動起動確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉压力容器への注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉压力容器への注水については、注水開始まで3分以内で可能である。</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th><th></th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (手動起動の場合)</td> <td rowspan="2">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="10" style="text-align: center;">↓</td> <td rowspan="2">※2</td> </tr> <tr> <td colspan="10" style="text-align: center;">注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉压力容器への注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉压力容器への注水については、注水開始まで3分以内で可能である。</p> <p>第1.4-30図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 タイムチャート</p>			経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分											残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	↓										※1	自動起動確認												経過時間（分）										備考			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分											残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	↓										※2	注水開始操作										
		経過時間（分）										備考																																																																																																																		
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																																				
手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分																																																																																																																												
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	↓										※1																																																																																																																		
		自動起動確認																																																																																																																												
		経過時間（分）										備考																																																																																																																		
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																																				
手順の項目	実施箇所・必要員数	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 3分																																																																																																																												
残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉压力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	↓										※2																																																																																																																		
		注水開始操作																																																																																																																												

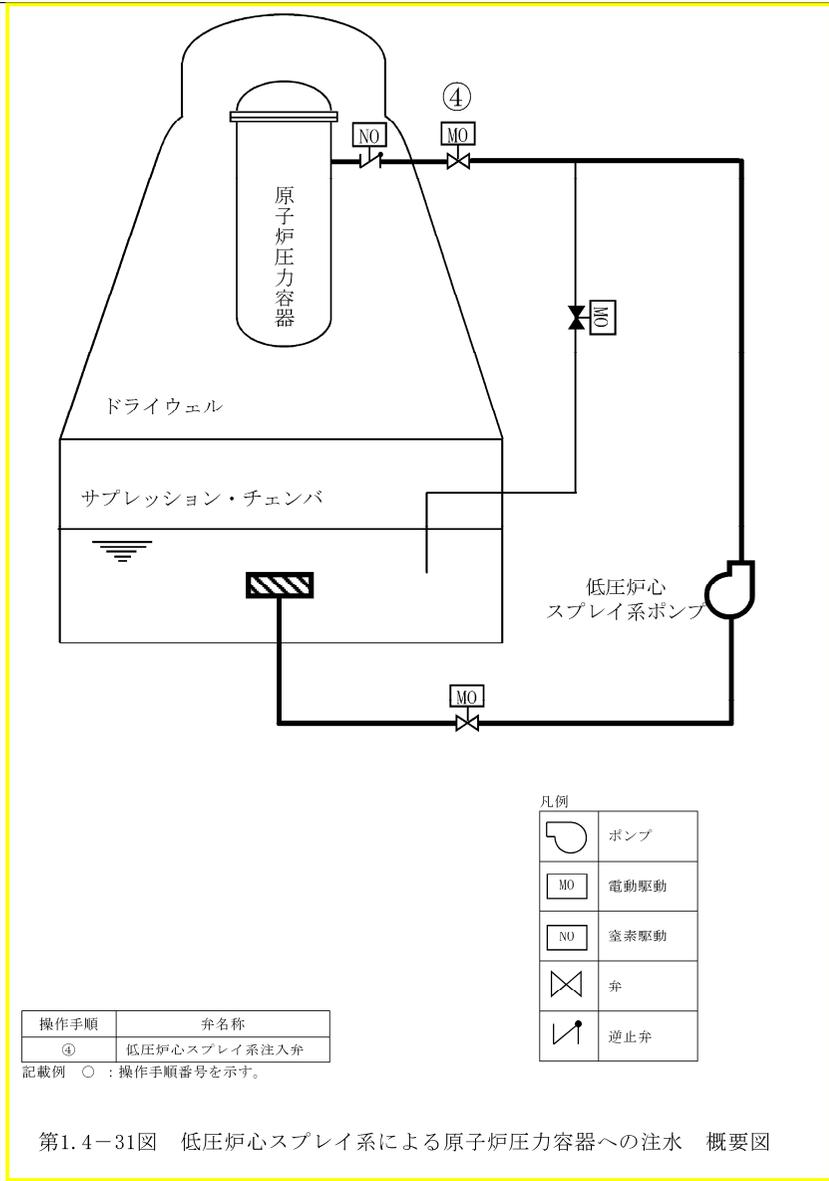
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

黄色ハッチング：前回からの変更点

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



柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

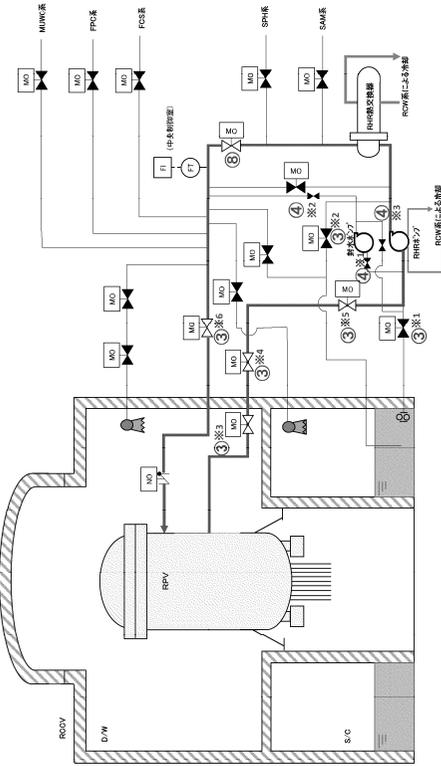
黄色ハッチング：前回からの変更点

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
		経過時間（分）										備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水										
低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (当直運転員 (中央制御室))	自動起動確認										
		経過時間（分）										備考
手順の項目	実施箇所・必要員数	3分 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水										
低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	運転員等 (当直運転員 (中央制御室))	注水開始操作										
<p>第1.4-32図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート</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）

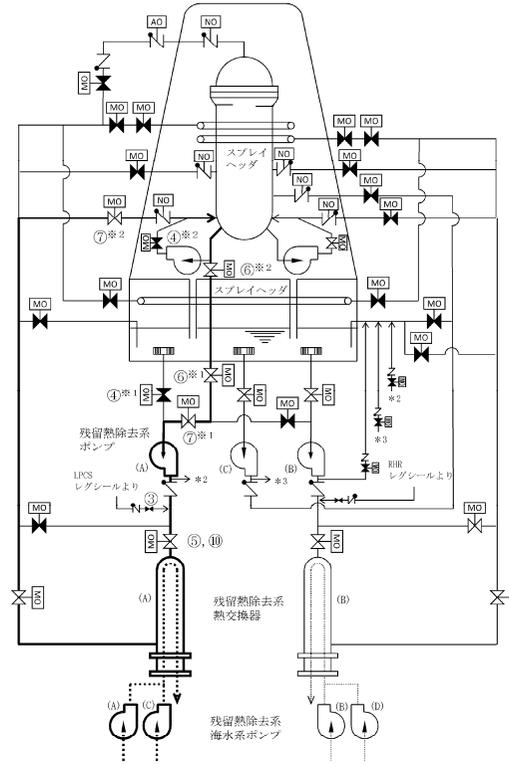
東海第二

備考



操作手順	弁名称
③※1	残留熱除去系ポンプA/P水吸込隔離弁
③※2	残留熱除去系最小流量バypass弁
③※3	残留熱除去系停止時冷却側隔離弁
③※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁
③※5	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁
③※6	残留熱除去系注入弁
④※1	残留熱除去系封水ポンプ吸込弁
④※2	残留熱除去系封水ポンプ吐出弁
④※3	残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁
⑧	残留熱除去系熱交換器出口弁

第1.4.31図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	冷却水

操作手順	弁名称
③	残留熱除去系A系レグシールライン弁
④※1	残留熱除去系ポンプ(A)入口弁
④※2	再循環系ポンプ(A)出口弁
⑤, ⑩	残留熱除去系熱交換器(A)入口弁
⑥※1	残留熱除去系外側隔離弁
⑥※2	残留熱除去系内側隔離弁
⑦※1	残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁
⑦※2	残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却注入弁

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

第1.4-33図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱 概要図

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																																																																																																																									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="18">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室）</td> <td colspan="18">残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱</td> <td rowspan="4">※1</td> </tr> <tr> <td>運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）（現場）</td> <td colspan="18"> 原子炉保護系復旧準備 格納容器隔離復旧 原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作 起動前準備、系統構成 </td> </tr> <tr> <td>運転員等（重大事故等対応要員）（現場）</td> <td colspan="18">移動、原子炉保護系復旧</td> </tr> <tr> <td>運転員等（重大事故等対応要員）（現場）</td> <td colspan="18">移動、系統構成</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱を示す。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による発電用原子炉からの除熱については、除熱開始まで147分以内で可能である。</p> <p>第1.4-34図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱 タイムチャート</p>			経過時間（分）																		備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱																		※1	運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）（現場）	原子炉保護系復旧準備 格納容器隔離復旧 原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作 起動前準備、系統構成																		運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	移動、原子炉保護系復旧																		運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	移動、系統構成																		
		経過時間（分）																		備考																																																																																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190																																																																																																							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱																		※1																																																																																																							
	運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）（現場）	原子炉保護系復旧準備 格納容器隔離復旧 原子炉停止時冷却系起動、除熱開始操作 起動前準備、系統構成																																																																																																																									
	運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	移動、原子炉保護系復旧																																																																																																																									
	運転員等（重大事故等対応要員）（現場）	移動、系統構成																																																																																																																									

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) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>第1.4-35図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/3）</p>	

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

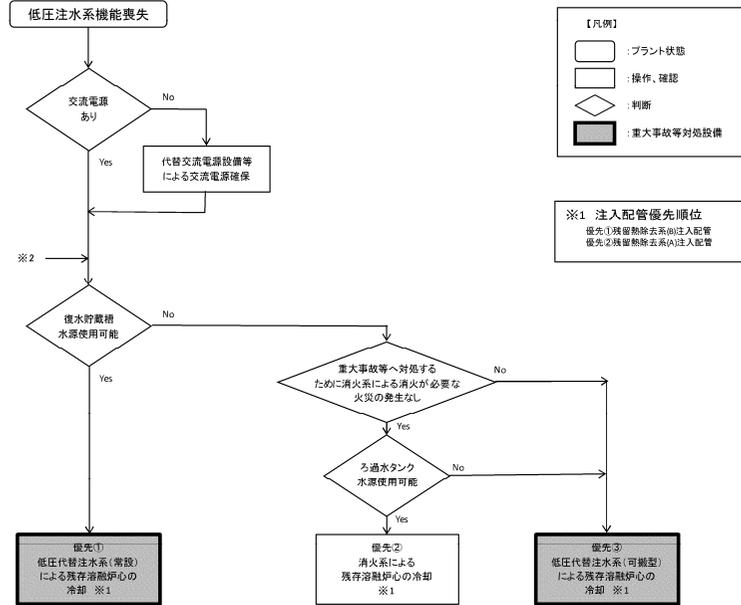
黄色ハッチング：前回からの変更点

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

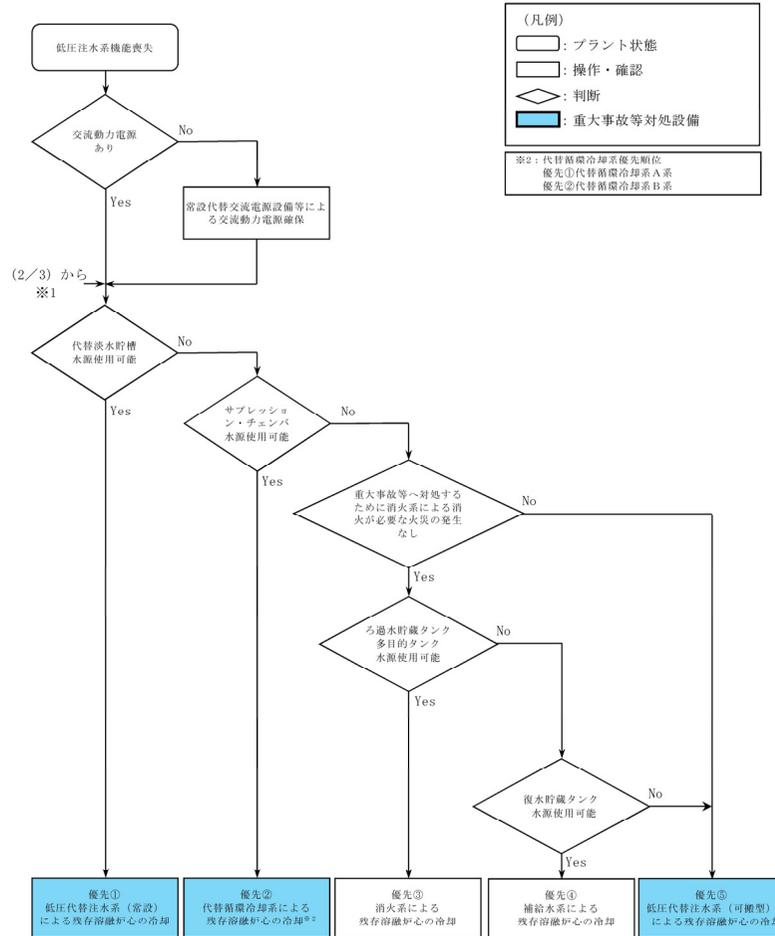
備考

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4.32図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/2）

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-35図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3/3）