

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

まとめ資料比較表 [技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	柏崎6/7は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置		
②	整備する自主対策設備の監視計器の相違		
③	島根2号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備		
④	島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時には、補助盤室の原子炉水位及び原子炉圧力で確認		
⑤	島根2号炉の原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備は、設置許可基準規則第四十六条にて記載する整理		
⑥	島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系による注水を給水スパーージャで行う		
⑦	島根2号炉は、SA水源としてサブプレッション・チェンバを使用		
⑧	配管構成の相違		
⑨	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理		
⑩	島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系による注水を給水スパーージャで行う		
⑪	島根2号炉は、中央制御室及び現場で確認できる計器を識別		
⑫	島根2号炉は、テストタンクを使用した原子炉注水手順を整備		
⑬	島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施		
⑭	島根2号炉は、操作者の1名を記載。柏崎6/7号炉は、操作者及び確認者の2名を記載		
⑮	設備構成，対応する要員及び所要時間の相違		
⑯	島根2号炉は、発電機起動で水中ポンプを起動し制御盤を設置しない系統構成		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.2.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(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</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.2.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(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</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.2.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</p> <p>(b) 復旧</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動</p> <p>b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置(以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>整備する自主対策設備の監視計器の相違(以下、②の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(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>b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</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><u>c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 2. 2. 4 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>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. <u>代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</u></p> <p>(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>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>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>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 2. 2. 4 <u>設計基準事故対処設備を使用した対応手順</u></p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 高圧炉心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>	<p>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. <u>可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</u></p> <p><u>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u></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. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 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>(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>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備（以下、③の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1.2.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.2.2 対応手順として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.2.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>現場手動操作による高圧代替注水系起動</u></p> <p>2. <u>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</u></p> <p>3. <u>現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系起動における可搬式原子炉水位計接続</u></p> <p>4. <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水</u></p>	<p>添付資料1.2.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.2.2 <u>自主対策設備仕様</u></p> <p>添付資料1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料1.2.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(1) <u>現場手動操作による高圧代替注水系起動</u></p> <p>2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(1) <u>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</u></p> <p>3. 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>(1) <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水(継続注水)</u></p>	<p>添付資料 1.2.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.2.2 <u>自主対策設備仕様</u></p> <p>添付資料 1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.2.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動</u></p> <p>2. <u>現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</u></p> <p>3. <u>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</u></p> <p>4. <u>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>5. <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は, 自主対策の設備概要を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は, 高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時には, 補助盤室の原子炉水位及び原子炉圧力で確認 (以下, ④の相違)</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1. 2. 4 解釈一覧</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 判断基準の解釈一覧 2. 操作手順の解釈一覧 3. <u>各号炉の弁番号及び弁名称一覧</u> 	<p>添付資料1. 2. 5 原子炉水位計の校正条件について</p> <p>添付資料1. 2. 6 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について</p> <p>添付資料1. 2. 7 解釈一覧</p> <p>添付資料1. 2. 8 手順のリンク先について</p>	<p>6. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>7. <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>添付資料 1. 2. 5 原子炉水位計の校正条件について</p> <p>添付資料1. 2. 6 <u>全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について</u></p> <p>添付資料 1. 2. 7 解釈一覧</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. <u>判断基準の解釈一覧</u> 2. <u>操作手順の解釈一覧</u> 3. <u>弁番号及び弁名称一覧</u> <p>添付資料 1. 2. 8 <u>手順のリンク先について</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 原子炉水位について, 使用用途と校正条件を整理 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について記載 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 解釈一覧の見出し項目を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 手順のリンク先を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウ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ボンベ等) を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。</p> <p>※ : 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位 (BWR及びPWR) 及び蒸気発生器水位 (PWRの場合) を推定する手順等 (手順、計測機器</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ボンベ等) を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。</p> <p>※ : 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位 (BWR及びPWR) 及び蒸気発生器水位 (PWRの場合) を推定する手順等 (手順、計測機器</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ボンベ等) を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。</p> <p>※ : 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位 (BWR及びPWR) 及び蒸気発生器水位 (PWRの場合) を推定する手順等 (手順、計測機器</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>及び装備等)を整備すること。</p> <p>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWR の場合)</p> <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(PWR の場合)</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWR の場合)</p>	<p>及び装備等)を整備すること。</p> <p>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWR の場合)</p> <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(PWR の場合)</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWR の場合)</p>	<p>及び装備等)を整備すること。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWR の場合)</p> <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(PWR の場合)</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWR の場合)</p>	
<p>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>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</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>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</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>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、これらを重大事故等対処設備(設計基準拡張)として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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(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>	<p>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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>設計基準事故対処設備</u>である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。また，<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として，逃がし安全弁（安全弁機能）を重大事故等対処設備と位置付け，重大事故等の対処に用いる。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。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却^{※2}で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば<u>重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</u></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>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備は，設置許可基準規則第四十六条にて記載する整理（以下，⑤の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は，原子炉隔離時冷却系による</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・<u>復水貯蔵槽</u> ・サブプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>高圧炉心注水系配管</u>・弁 ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・<u>直流 125V 蓄電池 A</u> ・<u>直流 125V 充電器 A</u> また、上記<u>直流 125V 充電器 A</u>への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> ・サブプレッション・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 ※2：<u>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレインノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u> また、所内常設直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却ポンプ ・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 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・<u>原子炉浄化系</u>配管 ・<u>給水系</u>配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・所内常設蓄電式直流電源設備 また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 	<p>注水を給水スパージャで行う（以下、⑥の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、SA 水源としてサブプレッション・チェンバを使用（以下、⑦の相違） ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 配管構成の相違（以下、⑧の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の燃料補

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心注水系ポンプ ・<u>復水貯蔵槽</u> ・サブプレッション・チェンバ ・高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ・<u>復水補給水系配管</u> ・原子炉圧力容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u> ・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、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>高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・<u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u> ・サブプレッション・チェンバ ・高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 ・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 ・<u>燃料給油設備</u> <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>高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ・ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・<u>高圧炉心スプレイ補機冷却系</u> ・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、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>給設備は、設置許可基準規則第<u>五十七</u>条にて記載する整理（以下、⑨の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【東海第二】⑤の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7】⑦の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7】⑧の相違 ・記載表現の相違【東海第二】⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 ・<u>復水貯蔵槽</u> ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 	<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"> ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> ・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 	<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) 高圧原子炉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原子炉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原子炉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原子炉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、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</p> <p>i. 高圧原子炉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原子炉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"> ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系による注水を給水スパーチャで行う（以下、⑩の相違） ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)</u> <p>・ 給水系配管・弁・スパージャ</p> <p>・ 原子炉圧力容器</p> <p>・ 常設代替直流電源設備</p> <p>・ 可搬型直流電源設備</p> <p>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>第二代替交流電源設備</u> <p>・ 可搬型代替交流電源設備</p> <p><u>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</u></p> <p>ii) 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u> <p>・ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁</p> <p>・ 原子炉圧力容器</p> <p>・ 常設代替直流電源設備</p> <p>・ 可搬型代替直流電源設備</p> <p>・ <u>燃料給油設備</u></p> <p><u>※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。</u></p> <p>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 <p>・ 可搬型代替交流電源設備</p> <p>・ <u>燃料給油設備</u></p> <p>ii) 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設高圧代替注水系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁</u> ・ <u>原子炉浄化系 配管</u> ・ <u>給水系 配管・弁・スパージャ</u> <p>・ 原子炉圧力容器</p> <p>・ 常設代替直流電源設備</p> <p>・ 可搬型直流電源設備</p> <p>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 <p>・ 可搬型代替交流電源設備</p> <p>ii) 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により高圧原子炉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"> ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 【東海第二】 ⑨の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 【東海第二】 ⑨の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7号炉間の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>復水貯蔵槽</u> ・ 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 主蒸気系配管・弁 ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)</u> ・ 給水系配管・弁・スパージャ ・ 原子炉圧力容器 <p><u>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を經由して給水系に接続する。</u></p> <p>(b) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></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、<u>復水貯蔵槽</u>、高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁、<u>主蒸気系配管・弁</u>、原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁、高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁、<u>復水補給水系配管</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>、残留</p>	<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 ・ <u>高圧代替注水系タービン止め弁</u> ・ <u>主蒸気系配管・弁</u> ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 ・ <u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u> ・ 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 ・ <u>高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u> ・ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 ・ 原子炉圧力容器 <p><u>※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。</u></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、<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u>、<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u>、<u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u>、サプレッション・チェンバ、高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁、<u>主蒸気系配管・弁</u>、原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サプレッション・チェンバ</u> ・ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 主蒸気系 配管 ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 ・ <u>残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁</u> ・ <u>原子炉浄化系 配管</u> ・ <u>給水系 配管・弁・スパージャ</u> ・ 原子炉圧力容器 <p>(b) 重大事故等対処設備</p> <p>高圧原子炉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、高圧原子炉代替注水ポンプ、<u>サプレッション・チェンバ</u>、高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁、高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁、<u>原子炉隔離時</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 号炉間の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・ 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱除去系配管・弁 (<u>7号炉のみ</u>), 給水系配管・弁・スパー ージャ, 原子炉圧力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬 型直流電源設備, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替 交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した 設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が全て 網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 設計基準事故対処 設備である原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧炉心注水系</u>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><u>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応 に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付け る。あわせて, その理由を示す。</u></p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが, 常設代替交流電源設 備と同等の機能を有することから, 健全性が確認でき た場合において, 重大事故等の対処に必要な電源を確 保するための手段として有効である。</u></p> <p>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</p>	<p>管・弁, 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁, <u>高圧炉 心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u>, 原子炉隔離時冷 却系 (注水系) 配管・弁, 原子炉圧力容器, 常設代替 直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 常設代替交 流電源設備, 可搬型代替交流電源設備及び<u>燃料給油設 備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定し た設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が 全て網羅されている。</p> <p>(添付資料1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 設計基準事故対 処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレ イ系が故障した場合においても, 発電用原子炉を冷却 することができる。</p> <p>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</p>	<p><u>冷却系 (注水系) 配管・弁, 残留熱除去系配管・弁・ス トレーナ, 原子炉浄化系配管, 給水系配管・弁・スパー ージャ</u>, 原子炉圧力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬型 直流電源設備, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交 流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した 設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備がすべ て網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 設計基準事故対処 設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系 が故障した場合においても, 発電用原子炉を冷却するこ とができる。</p> <p>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) 高圧原子炉代替注水 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</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑤, ⑩の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 ・<u>復水貯蔵槽</u> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・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>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 	<p>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 <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・<u>原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁</u> ・主蒸気系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>※5：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、<u>ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u></p> <p>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 	<p>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"> ・原子炉隔離時冷却ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系配管 <ul style="list-style-type: none"> ・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"> ・<u>原子炉浄化系配管</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <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 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7】⑦の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】⑧の相違 ・設備の相違【東海第二】⑤の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】⑧の相違 ・設備の相違【東海第二】⑥の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【東海第二】⑥の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により<u>充電器を受電</u>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 ・ <u>復水貯蔵槽</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・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 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 給水系配管・弁・スパージャ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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<u>直流125V充電器</u>に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・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 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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"> ・ 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常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備、<u>可搬型直流電源設備及び直流給電車</u>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備のうち<u>B-115V系充電器</u>、<u>B1-115V系充電器（SA）</u>及び<u>230V系充電器（RCIC）</u>に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・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 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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"> ・ <u>原子炉浄化系配管</u> ・ <u>給水系配管・弁・スパージャ</u> 	<p>・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>なお、代替交流電源設備へ燃料を補給し、<u>復水貯蔵槽へ水を補給</u>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) <u>可搬型直流電源設備</u>による原子炉隔離時冷却系への給電 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 ・<u>復水貯蔵槽</u> 	<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 <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>※6：<u>原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u></p> <p>なお、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) <u>代替直流電源設備</u>による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>なお、<u>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補給</u>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) <u>可搬型直流電源設備</u>による原子炉隔離時冷却系への給電 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"> ・原子炉隔離時冷却ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として、代替所内電気設備を記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・チェンバ ・ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 ・ 主蒸気系配管・弁 ・ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・ 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、<u>復水貯蔵槽へ水を補給することにより</u>、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>iii. <u>直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u> 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"> ・ <u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u> ・ サプレッション・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 ・ 可搬型代替直流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> <p><u>※7：原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉圧力容器への注水である。</u></p> <p>なお、可搬型代替直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・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 ・ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ ・ <u>原子炉浄化系 配管</u> ・ <u>給水系 配管・弁・スパージャ</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 所内常設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することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p> <p>iii. <u>直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u> <u>直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</u></p>	<p>⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・<u>復水貯蔵槽</u> ・サプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・直流給電車及び電源車 ・所内蓄電式直流電源設備 <p>なお、直流給電車へ接続する電源車へ燃料を補給し、<u>復水貯蔵槽へ水を補給することにより</u>、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</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、<u>復水貯蔵槽</u>、サプレッション・チェンバ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、<u>復水補給水系配管</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>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、<u>復水貯蔵槽</u>、サプレッション・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</p>	<p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、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、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>、サプレッション・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、<u>逃がし安全弁（安全弁機能）</u>、サプレッション・チェンバ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</u> ・<u>主蒸気系配管</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>原子炉浄化系配管</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>直流給電車及び可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u> <p>なお、直流給電車へ接続する可搬型代替交流電源設備へ燃料を補給することにより、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</u></p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>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、サプレッション・チェンバ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また、<u>原子炉隔離時冷却ポンプ</u>、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</u>、<u>原子炉浄化系配管及び給水系配管・弁・スパージャ</u>は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>復旧にて使用する設備のうち、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、所内常設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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑤, ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、<u>復水補給水系配管、高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパーージャ</u>は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: center;">（添付資料 1.2.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、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>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直流給電車 <p><u>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</u>できることから、<u>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。</u></p>	<p>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<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: center;">（添付資料1.2.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、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>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</p>	<p>備、可搬型直流電源設備及び<u>代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>また</u>、原子炉隔離時冷却ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、<u>原子炉浄化系配管及び給水系配管・弁・スパーージャ</u>は重大事故等対処設備（<u>設計基準拡張</u>）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: center;">（添付資料 1.2.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、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>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>併せて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>直流給電車</u> <p><u>代替交流電源設備による給電時に高圧発電機車を配備することから、可搬型直流電源設備としての給電は可能である。直流給電車は追加で配備することにより、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として、代替所内電気設備を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤, ⑥の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑨の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、柏崎 6/7 と同様に高圧発電機車を配備すること で、可搬型直流電源設備として使用可能な設計であり、直流給電車は追加で配備が必要と</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・排水設備 排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから、原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>c. 監視及び制御 (a) 監視及び制御 上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。</p> <p>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。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <p>・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）</p>	<p>・排水設備 排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能な場合は、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 (a) 監視及び制御 上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は、発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。</p> <p>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。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。<u>なお、現場計器については、S_S機能維持を担保する設計である。</u></p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <p>・原子炉水位（広帯域，燃料域，<u>SA広帯域</u>，<u>SA燃料域</u>）</p>	<p>・排水設備 排水を行わなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが、排水が可能な場合は、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 (a) 監視及び制御 上記「a. (a) 高圧原子炉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原子炉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>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。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <p>・原子炉水位（<u>狭帯域</u>，広帯域，燃料域，<u>SA</u>）</p>	<p>なるため自主設備としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、判断基準に使用する計器が対象</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ <u>可搬式原子炉水位計</u></p> <p>・ <u>原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力</u></p> <p>・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</p> <p>・ 可搬型回転計</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 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）、<u>高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>・ 可搬型計測器</p> <p>・ <u>原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力</u></p> <p>・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</p> <p>・ 可搬型回転計</p> <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 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（<u>SA広帯域</u>）、原子炉水位（<u>SA燃料域</u>）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、<u>高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、サプレッション・プール水位、可搬型計測器、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力、高圧代替注水系タービン入口圧力、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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>・ <u>原子炉水位（可搬型計測器）</u></p> <p>・ <u>原子炉圧力※2</u></p> <p>・ <u>原子炉圧力（SA）※2</u></p> <p>・ <u>原子炉圧力（可搬型計測器）</u></p> <p>・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ入口圧力</p> <p>・ 可搬型回転計</p> <p>※2：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と自主対策設備 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（<u>SA</u>）、<u>原子炉水位（可搬型計測器）</u>、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、<u>原子炉圧力（可搬型計測器）</u>、<u>高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系の流量によらず原子炉の水位を制御</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、駆動源があることを原子炉圧力で確認</p> <p>④の相違</p> <p>・ 記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑪の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>島根2号炉は、原子炉水位（狭帯域）、高圧原子炉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を自主対</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉压力容器内の水位及び<u>高压代替注水系</u>の作動状況を監視することにより、発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて、その理由を示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域）、<u>復水貯蔵槽水位</u>、<u>高压代替注水系</u>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><u>高压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、高压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。</u></p> <p>なお、<u>高压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压力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</u></p> <p>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>高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水により原子炉压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<u>及び高压炉心注水系</u>により原子炉压力容器へ注水する手段がある。</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<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉压力容器内の水位及び<u>高压代替注水系</u>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>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>高压代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水により原子炉压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压力容器へ注水する手段がある。</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<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1.2.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉压力容器内の水位及び<u>高压原子炉代替注水系</u>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><u>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域）、<u>高压原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器</u> <p><u>高压原子炉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、現場起動時に原子炉压力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</u></p> <p>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>高压<u>原子炉代替注水系</u>、原子炉隔離時冷却系<u>及び高压炉心スプレイ系</u>による原子炉压力容器への注水により原子炉压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压力容器へ注水する手段がある。</p>	<p>策設備として位置付け</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【東海第二】②の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】⑦の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】島根2号炉は、高压原子炉代替注水系の操作盤を中央制御室表盤に設置 ・設備の相違【東海第二】②の相違 ・運用の相違【柏崎6/7】島根2号炉は、判断基準に使用する計器が対象 ・設備の相違【柏崎6/7】島根2号炉の高压炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii. 制御棒駆動系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</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 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <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</p>	<p>ii.) 制御棒駆動水圧系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系によ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 ・<u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u> ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系配管・弁 ・<u>補給水系配管・弁</u> ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・<u>非常用交流電源設備</u> ・燃料給油設備 <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、<u>純水系</u>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</p>	<p>i. 制御棒駆動水圧系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系によ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"> ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 (<u>原子炉補機海水系を含む。</u>) ・常設代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> <p>ii. 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、復水輸送系等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</p>	<p>等時の対応手段として期待しない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、常設代替交流電源設備を使用する際にSA電路として、代替所内電気設備を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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压力容器への注水も可能である。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉压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 ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> ・復水補給水系 ・消火系 ・<u>純水補給水系</u> ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>を継続する。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉压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 ・<u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u> ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・純水系 ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>の注水を継続する。</p> <p><u>また、復水輸送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压力容器への注水も可能である。</u></p> <p>ほう酸水注入系により原子炉压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 ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 <u>テストタンク</u> ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・<u>差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部)</u> ・<u>復水輸送系</u> ・<u>消火系</u> ・補給水系 ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、テストタンクを使用した原子炉注水手順を整備 (以下、⑫の相違) ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑫の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ほう酸水貯蔵タンク及びテストタンクへの水張りが補給水系、消火系及び復水輸送系で可能 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉のほう酸水注入系は、可搬型代替交流電源設備の負荷として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>iii. <u>高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心注水系ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵槽</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ</u> ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ <u>原子炉圧力容器</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>第二代替交流電源設備</u> <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、<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ</u>、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>(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、<u>逃がし安全弁 (安全弁機能)</u>、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<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>・ <u>代替所内電気設備</u></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、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>差圧検出</u>・ほう酸水注入系配管<u>…(原子炉圧力容器内部)</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び<u>代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑨の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、常設代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として、代替所内電気設備を記載</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑧の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、常設代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として、代替所内電気設</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1. 2. 1)</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。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</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> ・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> ・高圧炉心注水系 <p><u>モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり、十分な期間の運転継続はできないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大</u></p> 	<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1. 2. 1)</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。<u>あわせて</u>、その理由を示す。</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> ・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> <p>(添付資料1. 2. 2)</p>	<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1. 2. 1)</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。<u>併せて</u>、その理由を示す。</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> ・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、復水輸送系等からほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに水を補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1. 2. 2)</p>	<p>備を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑨の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>事故等の進展を抑制する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u> 耐震性は確保されていないが、<u>常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>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。 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<u>事故時運転操作手順書（徴候ベース）</u>（以下「EOP」という。）、<u>AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順</u>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 style="text-align: right;">(添付資料 1.2.2)</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 給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器へ</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。 これらの手順は、<u>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）。</u></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><u>※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。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.2.3)</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 給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、<u>サブプレッション・チェンバ</u></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。 これらの手順は、<u>運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）</u>（以下「EOP」という。）、<u>AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書</u>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理する（第1.2-2表、第1.2-3表）。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.2.3)</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) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動 復水・給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原子炉代替注水系を起動し、<u>サブプレッション・チ</u></p>	<p>代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(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</p>	<p>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>(添付資料1.2.5)</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>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</p>	<p>エ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）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>(添付資料1.2.5)</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系によ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>中央制御室からの高圧原子炉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原子炉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は、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器</p>	<p>【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施（以下、⑬の相違） ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源確保を1.14にて整理 ・体制の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>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。</u></p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、<u>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。</u></p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まっ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、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名</u></p>	<p>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<u>運転員等は中央制御室にて、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、<u>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉の確認及び高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の全開操作を実施し、<u>発電長</u>に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。</u></u></p> <p>なお、高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、<u>原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を全閉とする。</u></p> <p>⑤<u>発電長</u>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<u>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。</u></p> <p>⑦<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が始まっ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<u>発電長</u>に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運</u></p>	<p>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 は、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として、<u>H P A C 注水弁の全開操作を実施し、<u>当直副長</u>に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の準備完了を報告する。</u></p> <p>なお、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、<u>原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を全閉とする。</u></p> <p>④<u>当直副長</u>は、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧原子炉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 は、<u>R C I C H P A C タービン蒸気入口弁を全開操作することにより高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを高圧原子炉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<u>当直副長</u>に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名</u>にて操作を実</p>	<p>島根 2 号炉は、操作者の 1 名を記載。柏崎 6/7 号炉は、操作者及び確認者の 2 名を記載（以下、⑭の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 島根 2 号炉は、サブレーション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし ・体制及び運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(<u>操作者及び確認者</u>)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<u>15分</u>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</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(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で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2.2図及び第1.2.3図に、概要図を第1.2.4図に、タイムチャートを第1.2.6図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。</p>	<p>(<u>転員</u>)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</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）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>(添付資料1.2.5)</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で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-6図に、タイムチャートを第1.2-7図に示す。</p> <p>①<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>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>施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで<u>10分</u>以内で可能である。</p> <p>(添付資料1.2.4-1)</p> <p>b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</p> <p>復水・給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原子炉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原子炉代替注水系を起動し、<u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び原子炉水位（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>(添付資料1.2.5)</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系によ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原子炉代替注水系を起動できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場手動操作による高圧原子炉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<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>現場運転員</u>に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の準備開始を指示する。</p>	<p>【柏崎6/7、東海第二】 設備構成、対応する要員及び所要時間の相違（以下、⑮の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>原子炉建屋地上 1 階北西通路 (管理区域)</u> 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<u>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)</u> 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、<u>高圧代替注水系注入弁</u> 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、<u>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁</u> を全閉とする。</p> <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。<u>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。</u></p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u> を現場操作のハンドルにて全開操作することによ</p>	<p>②運転員等は<u>中央制御室</u>にて、<u>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</u>の接続を実施し、<u>発電長</u>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<u>原子炉建屋原子炉棟</u>にて、<u>高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋原子炉棟地下1階 (管理区域)</u> 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<u>原子炉建屋原子炉棟</u>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、<u>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認するとともに、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、</u><u>発電長</u>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、<u>原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁</u> を全閉とする。</p> <p>⑤<u>発電長</u>は、<u>運転員等</u>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<u>原子炉建屋原子炉棟</u>にて、<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u> を現場操作のハンドルにて</p>	<p>②現場運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器の水位を確認するため、廃棄物処理建物 1 階補助盤室 (非管理区域)</u>にて、<u>原子炉水位 (可搬型計測器)</u> の接続を実施し、<u>当直副長</u>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 A 及び B は、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを<u>廃棄物処理建物 1 階補助盤室 (非管理区域)</u>にて、<u>原子炉圧力 (可搬型計測器)</u> の接続により原子炉圧力指示値が規定値以上であることを<u>確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として、<u>H P A C 注水弁</u> を現場操作のハンドルにて全開操作し、<u>当直副長</u>に高圧原子炉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、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、<u>原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁</u> を全閉とする。</p> <p>⑤<u>当直副長</u>は、<u>現場運転員</u>に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動、<u>原子炉圧力容器への注水開始及び原子炉圧力容器内の水位の監視</u>を指示する。</p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、<u>R C I C H P A C タービン蒸気入口弁</u> を現場操作のハンドルにて全開</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、高圧原子炉代替注水系の流量によらず、原子炉の水位を制御 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、駆動源があることを原子炉圧力で確認 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>現場運転員E及びF</u>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<u>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、</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p>	<p>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、<u>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。</u></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<u>発電長に報告するとともに、原子炉建屋原子炉棟にて、</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>操作することにより高圧原子炉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、<u>原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室（管理区域）の現場監視計器により高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認し、当直副長に作動状況に異常がないことを報告する。</u></p> <p>⑦現場運転員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<u>原子炉水位（可搬型計測器）による原子炉水位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。</u></p> <p>⑧現場運転員C及びDは、<u>蒸気外側隔離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、当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を現場監視計器で確認 ・運用の相違 【柏崎6/7】 ④の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系の流量によらず、原子炉の水位を制御 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員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。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>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。</u>室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.2.3-1, 1.2.3-3)</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 1.2.18 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>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>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、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。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1.2.4)</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> <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>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>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現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで35分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.2.4-2)</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 1.2-18 図に示す。</p> <p>復水・給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原子炉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原子炉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原子炉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、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</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>⑦の相違</p> <p>島根2号炉は、サブレーション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、可搬型計測器を補助盤室に配備</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、真空タンクドレン弁等を開操作することにより、<u>原子炉隔離時冷却系</u>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>(b) 操作手順</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、<u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（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 style="text-align: center;">(添付資料1.2.5)</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、<u>原子炉隔離時冷却系</u>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> <p>(b) 操作手順</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原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉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、<u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び原子炉水位（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 style="text-align: center;">(添付資料1.2.5)</p> <p>また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、<u>R C I C真空タンクドレン弁等</u>を開操作することにより、<u>R C I C</u>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原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉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>(b) 操作手順</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>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</u>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<u>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</u>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、<u>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</u>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>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<u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に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<u>発電長</u>は、<u>災害対策本部長代理</u>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<u>運転員等</u>は<u>中央制御室</u>にて、<u>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</u>の接続を実施し、<u>発電長</u>に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>④<u>運転員等</u>は<u>原子炉建屋原子炉棟</u>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<u>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</u>が規定値以上であることにより確認する。</p> <p>⑤<u>運転員等</u>は<u>原子炉建屋原子炉棟</u>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、<u>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</u>の全開操作を実施し、<u>発電長</u>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>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<u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>現場運転員</u>に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の準備開始を指示する。</p> <p>②<u>当直長</u>は、<u>当直副長の依頼</u>に基づき、<u>緊急時対策本部</u>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<u>現場運転員A及びB</u>は、<u>原子炉圧力容器の水位</u>を確認するため、<u>廃棄物処理建物1階補助盤室(非管理区域)にて、原子炉水位(可搬型計測器)</u>の接続を実施し、<u>当直副長</u>に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>④<u>現場運転員A及びB</u>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<u>廃棄物処理建物1階補助盤室(非管理区域)にて、原子炉圧力(可搬型計測器)の接続により原子炉圧力指示値</u>が規定値以上であることを<u>確認し</u>、<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑤<u>現場運転員C及びD</u>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、<u>復水器冷却水入口弁、RCIC真空タンクドレン弁、RCIC真空タンク水位検出配管ドレン弁</u>の全開操作を実施し、<u>当直副長</u>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>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系の流量によらず原子炉の水位を制御</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、駆動源があることを原子炉圧力で確認 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>原子炉隔離時冷却系注入弁</u>を現場操作のハンドルにて全開操作するとともに、原子炉隔離時冷却系タービンランド部からの蒸気漏えいに備え<u>防護具</u>（酸素呼吸器及び耐熱服）を装着（<u>現場運転員 E 及び F はこれを補助する</u>）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。<u>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。</u></p> <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<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</u>（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、<u>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。</u></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始まったことを<u>原子炉建屋地下1階北西通路</u>（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、</p>	<p>⑥<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて</u>、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、<u>原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の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</u>、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備え<u>防護具</u>（<u>自給式呼吸用保護具及び耐火服</u>）を装着し、<u>発電長</u>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<u>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。</u></p> <p>⑧<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて</u>、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、<u>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</u>（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、<u>発電長</u>に作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>⑨<u>運転員等は中央制御室にて</u>、原子炉圧力容器への注水が始まっ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<u>発電長</u>に報告するとともに、</p>	<p>⑥<u>現場運転員 C 及び D は</u>、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、<u>R C I C 注水弁及びミニマムフロー弁を現場操作のハンドルにて全開操作するとともに</u>、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備え<u>保護具</u>（<u>酸素呼吸器及び耐熱服</u>）を装着し、<u>当直副長</u>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<u>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、原子炉圧力容器への注水開始及び原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</u></p> <p>⑧<u>現場運転員 C 及び D は</u>、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口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し、<u>ミニマムフロー弁を現場操作のハンドルにて全開操作する</u>。また、<u>原子炉建物原子炉棟地下2階 R C I C ポンプ室</u>（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、<u>当直副長</u>に作動状況に異常が無いことを報告する。</p> <p>⑨<u>現場運転員 A 及び B は</u>、原子炉圧力容器への注水が始まったことを<u>原子炉水位</u>（可搬型計測器）による原子炉水位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<u>当直副長</u>に報告する。</p>	<p>⑬の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、補助要員なしで着用可能 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉隔離時冷却系起動後にミニマムフロー弁の全開操作をする ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉隔離時冷却系の流量によらず原子炉の水位

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉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、<u>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。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員Aは、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑪当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p> <p>[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、<u>制御盤</u>、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、<u>6号及び7号炉サービス建屋屋外入口</u>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>原子炉隔離時冷却系S A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、<u>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。</u></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、<u>重大事故等対応要員に排水処理を指示する。</u></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、<u>原子炉建屋屋外</u>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>⑩現場運転員C及びDは、<u>蒸気外側隔離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。</u>なお、<u>当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。</u></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、<u>緊急時対策要員に排水処理を指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、排水処理に必要な発電機、<u>電源盤</u>、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、<u>大物搬入口防護扉</u>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>を制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 島根2号炉は、サブレーション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、発電機起動で水中ポンプを起動し制御盤を設置しない系統構成(以下、⑯の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置、<u>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</u>を設置、<u>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)</u>に水中ポンプを設置、<u>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</u>を搬入する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>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</u>を敷設し、<u>制御盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブル</u>を接続する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>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</u>を開放し固縛する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>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。</u>また、<u>吐出口にホース用吐出弁を取付け固縛する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑨緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑩緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑪緊急時対策要員は、<u>排水処理を開始したことを緊急時対策本部に報告する。</u>また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p>	<p>④<u>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</u>を搬入する。</p> <p>⑤<u>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</u>を敷設し、<u>モータコントロールセンタの各端子へ電源ケーブル</u>を接続する。</p> <p>⑥<u>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</u>を開放し固縛する。</p> <p>⑦<u>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。</u></p> <p>⑧<u>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。</u></p> <p>⑨<u>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。</u></p> <p>⑩<u>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。</u></p> <p>⑪<u>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。</u>また、<u>災害対策本部長代理は発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p>	<p>④緊急時対策要員は、<u>防護扉手前に発電機を設置、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室内(管理区域)に電源盤を設置し、水中ポンプの吐出側にホースを接続しRHR室床ドレンサンプタンクに水中ポンプを設置、電源ケーブル及びホース</u>を搬入する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>発電機-電源盤間及び電源盤-水中ポンプ間の電源ケーブル</u>を敷設し、<u>電源盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブル</u>を接続する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室水密扉及びトールラス室扉</u>を開放し固縛する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>水中ポンプに接続したホースを原子炉建物原子炉棟地下1階トールラス室内(管理区域)まで敷設する。</u>また、<u>吐出口にホース用吐出弁を取付け固縛する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>水中ポンプを起動させるため、発電機を起動し、水中ポンプを起動させ、トールラス室へ送水を開始する。</u></p> <p>⑨緊急時対策要員は、<u>水中ポンプの運転状態を発電機の実出力電流にて確認する。</u></p> <p>⑩緊急時対策要員は、<u>排水処理を開始したことを当直長に報告する。</u>また、<u>当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 排水先の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 排水先の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 排水先の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、発電機起動で水中ポンプを起動する</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 排水先の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員1名、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。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具(酸素呼吸器及び耐熱服)、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>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。</u></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、<u>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。</u></p> <p>(添付資料 1.2.3-2, 1.2.3-3)</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 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、<u>第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>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、<u>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</u></p>	<p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、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。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>室温は通常運転時と同程度である。</u></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、<u>防護具(自給式呼吸用保護具及び耐火服)を確実に装着することにより本操作が可能である。</u></p> <p>(添付資料1.2.4)</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 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<u>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。</u></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>上記の操作は、<u>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起動による原子炉圧力容器への注水開始まで1時間以内、緊急時対策要員による排水処理開始まで1時間45分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具(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>R.C.I.C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、<u>保護具(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。</u></p> <p>(添付資料 1.2.4-3)</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 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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設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として使用する<u>ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)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。</u></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・プール水冷却モード)が機能喪失し、<u>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原子炉代替注水系(可搬型)に切り替え</u></p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可搬型計測器を補助盤室に配備</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系の水</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<u>直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，常設代替交流電源設備，<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性 代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</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 全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池（<u>直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池</u>）が枯渇する前に可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧</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<u>所内常設直流電源設備の蓄電池</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高压電源装置</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>可搬型代替低压電源車</u>が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等は「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 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> <p>b. <u>代替</u>直流電源設備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<u>可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器</u>により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して</p>	<p><u>る。</u></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<u>B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)</u>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<u>ガスタービン発電機</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>高压発電機車</u>が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順</u>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 <u>常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性</u>は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>b. <u>可搬型</u>直流電源設備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常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型直流電源設備として使用する<u>高压発電機車，B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)</u>により原子炉隔離時冷却</p>	<p>としてサプレッション・チェンバの他に復水貯蔵タンクを自主対策設備として整備しているが，復水貯蔵タンクは使用できない場合があるため，<u>低压注水系を準備し，原子炉を減圧することで，低压注水系による原子炉の注水を確保する手段</u>としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<u>直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性 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<u>所内蓄電式直流電源設備</u>により給電している場合は、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>の蓄電</p>	<p>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、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 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<u>所内常設直流電源設備の蓄電池</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 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> <p>(c) 操作の成立性 可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	<p>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・プール水冷却モード）が機能喪失し、<u>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原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な<u>B-115V 系蓄電池、B 1-115V 系蓄電池（SA）及び 230V 系蓄電池（RCIC）</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型直流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性 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><u>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u> <u>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉隔離時冷却系の水源としてサブプレッション・チェンバの他に復水貯蔵タンクを自主対策設備として整備しているが、復水貯蔵タンクは使用できない場合があるため、低圧注水系を準備し、原子炉を減圧することで、低圧注水系による原子炉の注水を確保する手段としている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>池 (直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池) が枯渇する前に直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p><u>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。</u></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<u>直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池</u>が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で, 代替交流電源設備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>(3) 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. 2. 18 図に示す。</p>	<p>(3) 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. 2-19 図に示す。</p>	<p><u>電源設備の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。</u></p> <p><u>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・プール水冷却モード) 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原子炉代替注水系 (可搬型) に切り替える。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源喪失時, 原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (RCIC) 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。</u></p> <p>(b) 操作手順 <u>直流給電車に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 <u>直流給電車に関する操作の成立性は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</u></p> <p>(3) 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. 2-18 図に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 原子炉隔離時冷却系の水源としてサブプレッション・チェンバの他に復水貯蔵タンクを自主対策設備として整備しているが, 復水貯蔵タンクは使用できない場合があるため, 低圧注水系を準備し, 原子炉を減圧することで, 低圧注水系による原子炉の注水を確保する手段としている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、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</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<u>常設代替高圧電源装置</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>可搬型代替低圧電源車</u>により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<u>可搬型代替低圧電源車</u>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>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原子炉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原子炉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原子炉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原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設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として使用する<u>ガスタービン発電機</u>又は可搬型代替交流電源設備として使用する<u>高圧発電機車</u>により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)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、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車</u>、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p><u>代替交流電源設備</u>及び可搬型直流電源設備による給電</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>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. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 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 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 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。 ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御</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>(添付資料1.2.6)</p> <p>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 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 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 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。 ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員</p>	<p>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>(添付資料1.2.6)</p> <p>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. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 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、高圧原子炉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（原子炉補機海水系を含む。）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 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、高圧原子炉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、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 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1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。 ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央</p>	<p>【東海第二】 ③の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <p>・体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>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。</u></p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動系が使用可能か確認する。</u></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、<u>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。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まっ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。</u></p> <p>⑦当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始まで約 20 分で可能である。</u></p>	<p>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、<u>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。</u></p> <p>③発電長は、<u>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。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>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。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>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。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力容器への注水が始まっ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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで4分以内で可能である。</u></p>	<p>制御室運転員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中央制御室運転員 A は、<u>制御棒駆動水圧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。</u></p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動水圧系が使用可能か確認する。</u></p> <p>④当直副長は、<u>中央制御室運転員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。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、<u>A-制御棒駆動水圧ポンプの起動操作を実施し、A-制御棒駆動水圧ポンプが起動したことを確認する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A は、<u>CRD 系統流量調節弁及び CRD 駆動水圧力調節弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まっ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、当直副長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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 15 分以内で可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.2.4-4)</p>	<p>【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、復水貯蔵タンクへの補給手順を技術的能力 1.13にて整理</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. ほう酸水注入系による原子炉压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压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压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压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压力容器への注水も可能である。</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压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</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉压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压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压力容器へのほう酸水注</p>	<p>a. ほう酸水注入系による原子炉压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压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压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压力容器への注水を継続する。</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压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</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉压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。</p> <p>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压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压力容器へのほう</p>	<p>b. ほう酸水注入系による原子炉压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、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压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压力容器へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、復水輸送系等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压力容器への注水を継続する。</p> <p>また、復水輸送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压力容器への注水も可能である。</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の状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压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</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉压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。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>[ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压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压力容器へのほう酸</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、手順の対応フローのリンクを記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>入の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員 E 及び F は、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、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<u>第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>ほう酸水注入系ポンプの吸込圧力を確保するため、復水移送ポンプが運転中であり、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>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、<u>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。</u>) を実施する。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、<u>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。</u></p>	<p>酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>ほう酸水注入ポンプ (A) 又は (B) の起動操作 (ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置 (B 系を起動する場合は「SYS B」位置) にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。</u>) を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>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。</u></p>	<p>水注入の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</u></p> <p>④中央制御室運転員 A は、<u>A 又は B - ほう酸水注入ポンプの起動操作 (ほう酸水注入系起動用 COS を「A 系統」位置 (B 系を起動する場合は「B 系統」位置) にすることで、A (B) - S L C タンク出口弁及び A (B) - S L C 注入弁が全開となり、A (B) - 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。</u>) を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は中央制御室にて、<u>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、当直副長に報告する。</u></p>	<p>備考</p> <p>⑬の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、電源確保を 1. 14 にて整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、負荷容量確認手順を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉のほう酸水注入ポンプは、ほう酸水貯蔵タンクの静水頭圧力で起動可能であるため、復水輸送ポンプの運転状態に影響せず起動が可能であるため、復水輸送ポンプの運転状態の確認は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、ほう酸水貯蔵タンク液位を中央制御室で確認</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水]</p> <p>⑧当直副長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の準備開始を指示する。</p> <p>※ [ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入] の準備と併せて実施する。</p> <p>⑨現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホースを接続（復水補給水系～純水補給水系の間）し、復水補給水系積算計出口ドレン弁、復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁、純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系 MSIV/SRV ラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全開並びにほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁の全開操作実施後、当直副長にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の準備完了を報告する。</p>	<p>⑤<u>運転員等は中央制御室にて、ほう酸水貯蔵タンクに補給するため、純水移送ポンプが運転中であり、純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約 0.74MPa [gage] 以上であることを確認する。</u></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<u>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。</u></p> <p>※ 【ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入】 の準備と併せて実施する。</p> <p>⑦<u>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。</u></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<u>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、現場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。</u>※</p> <p>※ [ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入] の準備と併せて実施する。</p> <p>⑦<u>現場運転員 B 及び C は、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系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW 工具類除染シンク供給弁（除染用）、CWT 工具類除染シンク除染弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧<u>現場運転員 B 及び C は、S L C 封水止め弁及び S L C ドレン弁の全閉並びに S L C タンク補給水入口元弁の全開操作実施後、当直副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。</u></p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のほう酸水注入ポンプは、ほう酸水貯蔵タンクの静水頭圧力で起動可能であるため、復水輸送ポンプの運転状態に影響せず起動が可能であるため、復水輸送ポンプの運転状態の確認について記載しない</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ほう酸水貯蔵タンクへの水張りが補給水系、消火系及び復水輸送系で可能</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインの相違による手順の相違 ・体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑪当直副長は、運転員にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。</p> <p>⑫現場操作員C及びDは、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁を調整開とし、ほう酸水注入系貯蔵タンクに補給する。</p> <p>⑬現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計</p>	<p>⑧発電長は、運転員等にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。</p> <p>⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を調整開とし、ほう酸水貯蔵タンクに補給する。</p>	<p>⑨当直副長は、現場運転員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>⑩中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプが運転中であり、復水輸送系出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑪現場操作員B及びCは、SLCタンク補給水入口弁を調整開とし、ほう酸水貯蔵タンクに補給する。</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中央制御室運転員A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</p>	<p>【東海第二】 ⑬の相違 ・体制の相違</p> <p>【東海第二】 ⑬の相違 ・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、復水輸送ポンプの運転を確認する手順としている</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7は、復水補給水系非常用連絡ラインがある</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブレーション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源確保を1.14にて整理</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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<u>第一ガスタービン発電機</u>、<u>第二ガスタービン発電機</u>又は<u>電源車の負荷容量確認</u>を依頼し、<u>ほう酸水注入系</u>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、<u>ほう酸水注入系ポンプ吸込圧力確保のため</u>、<u>復水移送ポンプ</u>が運転中であり、<u>復水移送ポンプ吐出圧力指示値</u>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、<u>ほう酸水注入系テストタンク</u>を使用した原子炉圧力容器への注水の系統構成として、<u>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</u>を実施する。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、<u>ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全開並びにほう酸水注入系テストタンク出口弁の全開操作</u>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、<u>ほう酸水注入系注入弁(A)又は(B)の全開操作</u>を実施した後、<u>ほう酸水注入ポンプ(A)又は(B)</u>を起動する。<u>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）</u>にて、ほう酸水注入</p>		<p><u>器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>ガスタービン発電機</u>又は<u>高圧発電機車の負荷容量確認</u>を依頼し、<u>ほう酸水注入系</u>が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員 A は、<u>復水輸送ポンプ</u>が運転中であり、<u>復水輸送系出口ヘッダ圧力指示値</u>が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑤現場運転員 B 及び C は、<u>ほう酸水注入系テストタンク</u>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、<u>ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW 工具類除染シンク供給弁（除染用）、CWT 工具類除染シンク除染弁の全開操作</u>を実施する。</p> <p>⑥現場運転員 B 及び C は、<u>S L C テストタンク出口弁、S L C オリフィスバイパス弁の全開操作</u>を実施し、<u>S L C テストタンクに水張り</u>を行う。</p> <p>⑦現場運転員 B 及び C は、<u>S L C テストタンク水張りが完了したことを確認し、S L C 封水止め弁及び S L C オリフィスバイパス弁の全開操作</u>完了後、<u>当直副長にほう酸水注入系テストタンク</u>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、現場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 B 及び C は、<u>A (B) - S L C 注入弁の全開操作</u>を実施した後、<u>A (B) - ほう酸水注入ポンプ</u>を起動する。<u>原子炉建物原子炉棟3階 S L C ポンプ室（管理区域）</u>にて、ほう酸水注入ポンプ出口</p>	<p>備考</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のテストタンクは、空保管であるため、水張り操作を実施する</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のテストタンク出口弁は、テストタンク水張り時に全開している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名</u>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<u>約20分</u>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、<u>1ユニット当たり現場運転員2名</u>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<u>約65分</u>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、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名</u>にて作業を実施した場合、作業開</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、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名</u>にて作業を実施した場合、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<u>2分以内</u>で可能である。</p> <p>さらに、<u>純水系</u>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、<u>現場対応を運転員等（当直運転員）2名</u>にて作業を実施した場合、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<u>60分以内</u>で可能である。</p>	<p><u>圧力指示値の上昇を確認後、速やかにSLCオリフイスバイパス弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員Aは、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵タンク水位指示値により確認し、当直副長に報告する。</u></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、<u>中央制御室運転員1名</u>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<u>10分以内</u>で可能である。</p> <p>さらに、<u>復水輸送系等</u>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、<u>中央制御室運転員1名及び現場運転員2名</u>にて作業を実施した場合、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<u>1時間以内</u>で可能である。</p> <p><u>また、復水輸送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を行う場合は、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、作業開始を判断してから原子炉</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑭の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、「復水補給水系常/非常用連絡」ラインがある ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブレーション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑮の相違 ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑮の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑮の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>始を判断してから原子炉压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>(添付資料 1. 2. 3-4)</p> <p><u>c. 高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压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压力容器への緊急注水を実施する。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合で、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による非常用高圧母線 D 系への給電が可能となった場合。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 2. 2 図及び第 1. 2. 3 図に、概要図を第 1. 2. 14 図に、タイムチャートを第 1. 2. 15 図に示す。</u></p> <p><u>※高圧炉心注水系ポンプを冷却水がない状態で運転する場合の許容時間が定められており、高圧炉心注水系ポンプ起動から運転許容時間を経過する前に停止し、高圧炉心注水系の機能を温存させる。</u></p> <p><u>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压力容器への緊急注水の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系による原子炉压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</u></p>	<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 2. 4)</p>	<p><u>压力容器への注水開始まで 1 時間 15 分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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様である。</p> <p>(添付資料 1. 2. 4-5)</p>	<p>⑫の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>にて確認する。</u></p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、高圧炉心注水系が使用可能か確認する。</u></p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧炉心注水系ポンプ (B) の起動操作を実施し、高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認するとともに、当直副長に高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑤当直副長は、<u>中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧炉心注水系注入弁 (B) を全開として原子炉压力容器への緊急注水を開始する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉压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。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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。</u></p> <p>⑩当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者) 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压力容器への緊急注水開始まで約 25 分で可能である。</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.2-18 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压力容器内の水位を原</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</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 1.2-18 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、<u>高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系</u>及び原子炉隔離時冷却</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、<u>常設代替交流電源設備等により非常用高圧母線の電源を確保し、高圧炉心注水系が健全であれば、高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転（緊急注水）することで重大事故等の進展を抑制する。</u></p> <p><u>高圧炉心注水系が使用できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源等により非常用高圧母線の電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備により電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。制御棒駆動系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</u></p> <p>なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際の水源は、通常時の補給にて使用する<u>純水補給水系</u>が使用できない場合は、<u>復水補給水系</u>又は消火系から補給する。</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 (1) 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、<u>復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の<u>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</u></p>	<p>り原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、<u>交流動力電源が確保され原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</u></p> <p>なお、ほう酸水注入系による<u>原子炉圧力容器への注水を継続する場合は、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水を実施する。</u></p> <p>1.2.2.4 <u>設計基準事故対処設備を使用した対応手順</u> (1) 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が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源はサプレッション・チェンバを優先して用いるが、原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェ</p>	<p>系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、<u>交流電源又は非常用高圧母線への給電が確保され原子炉補機冷却系（<u>原子炉補機海水系を含む。</u>）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。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</u></p> <p>なお、ほう酸水注入系により<u>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補給水系が使用できない場合は、復水輸送系又は消火系から補給する。</u></p> <p>1.2.2.4 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</u> (1) 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が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源は<u>サプレッション・チェンバを優先して用いるが、原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェ</u></p>	<p>島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉のほう酸水注入系は、可搬型代替交流電源設備の負荷として考慮していない ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ほう酸水貯蔵タンクへの水張りが補給水系、消火系及び復水輸送系で可能 ・設備の相違 【柏崎6/7】 原子炉隔離時冷却系起動インターロックの相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系の第一

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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><u>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。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-16図に示す。</p> <p><u>〔原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウェル圧力高）により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への</p>	<p>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・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-15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> <p>③運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注</p>	<p>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>復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-14図に、タイムチャートを第1.2-15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、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））により原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁、R C I C注水弁及び復水器冷却水入口弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。</p>	<p>水源としてサブプレッション・チェンバ、第二水源として復水貯蔵タンクを設定</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水源の切り替え手順を技術的能力1.13にてまとめて整理</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 原子炉隔離時冷却系起動インターロックの相違</p> <p>・体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、原子炉压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 <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</u></p> <p><u>[原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合）]</u></p> <p>① <u>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。</u></p> <p>② <u>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。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</u></p> <p>(2) <u>高圧炉心注水系による原子炉压力容器への注水</u> 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</p>	<p>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<u>発電長</u>に報告するとともに、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水開始まで3分以内で可能である。</u></p> <p>(2) <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</u> 高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子</p>	<p>③ <u>中央制御室運転員Aは、原子炉压力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却ポンプ出口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<u>当直副長</u>に報告するとともに、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、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压力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1.2.4-6)</u></p> <p>(2) <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</u> 高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子</p>	<p>【柏崎6/7】 ⑭の相違 ・体制の相違</p> <p>【東海第二】 ⑬の相違 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブプレッション・チェンバを水源とした内部循環のため、補給の必要なし ・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブプレッション・チェンバと復水貯蔵タンクの水源地切り替え操作手順を技術的能力1.13に記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 <u>高圧炉心注水系</u> を起動し, <u>復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ</u> を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>高圧炉心注水系の <u>第一水源は復水貯蔵槽</u> であり, <u>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</u>。残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 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 <u>復水貯蔵槽</u> に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても, 運転中の高圧炉心注水系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p><u>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。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準 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 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.2-17 図に示す。</p> <p><u>[高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水]</u></p> <p>①当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 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 <u>及び B</u> は, 中央制御室からの手動</p>	<p>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の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>a. 手順着手の判断基準 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 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。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 <u>発電長</u> は, 手順着手の判断基準に基づき, <u>運転員等</u> に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 <u>運転員等</u> は中央制御室にて, 手動起動操作, 又は自</p>	<p>炉水位低 (レベル 1H) 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 <u>高圧炉心スプレイ系</u> 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 <u>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の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</u>。残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却系) 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 <u>復水貯蔵タンク</u> に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても, 運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p><u>サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準 復水・給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 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。概要図を第 1.2-16 図に, タイムチャートを第 1.2-17 図に示す。</p> <p>① <u>当直副長</u> は, 手順着手の判断基準に基づき, <u>中央制御室運転員</u> に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 <u>中央制御室運転員 A</u> は, 中央制御室からの手動起動</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 高圧炉心スプレイ系の第一水源としてサプレッション・チェンバ, 第二水源として復水貯蔵タンクを設定</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 水源の切替え手順を技術的能力 1.13 にて記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>起動操作, 又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高) により高圧炉心注水系ポンプが起動し, 高圧炉心注水系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は, 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心注水系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>④当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>[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 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</p>	<p>動起動信号 (原子炉水位異常低下 (レベル 2) 又はドライウェル圧力高) により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し, 高圧炉心スプレイ系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて, 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電長に報告するとともに, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>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高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開</p>	<p>操作, 又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウェル圧力高) により高圧炉心スプレイ・ポンプが起動し, HPCS注水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 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スプレイポンプ出口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>c. 操作の成立性 上記の操作は, 中央制御室運転員 1 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</p>	<p>【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, サプレッション・チェンバを水源とした内部循環のため, 補給の必要なし</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, サプレッション・チェンバと復水貯蔵タンクの水源地切り替え操作手順を技術的能力 1.13 に記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>応できる。</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，<u>第二代替交流電源設備</u>，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><u>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。</u></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>始まで3分以内で可能である。</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>	<p>である。</p> <p>(添付資料 1.2.4 - 7)</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>低圧原子炉代替注水系（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，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，B 1 - 115V 系充電器 (SA) 及び 230V 系充電器 (常用) による高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ・ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，低圧原子炉代替注水手順記載箇所について記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，水源切替え手順記載箇所について記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違

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))

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)	-	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 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)	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A	重大事故等対処設備	
		高圧炉心注水による発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 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)	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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)

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

※1: 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。
 ※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。

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))

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)	-	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 非常用交流電源設備※1	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			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	
		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・ポンプ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 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)
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																															
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/6)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/6)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/6)</p> <p>(フロントライン系故障時)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>対応手段における対応設備の相違</p>																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">フロントライン系故障時</td> <td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系</td> <td>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</td> <td>高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1</td> <td>事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td>第二代替交流電源設備 ※1</td> <td>自主対策設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</td> <td>高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器</td> <td>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」</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 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・スパーージャ 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 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備					高圧代替注水系の現場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・スパーージャ 原子炉圧力容器	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」	<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">フロントライン系故障時</td> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>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</td> <td>常設高圧代替注水系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 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 高圧炉心スプレイス配管・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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイス</td> <td>高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</td> <td>常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 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 高圧炉心スプレイス配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉圧力容器</td> <td>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> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系	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 高圧炉心スプレイス配管・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	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	高圧炉心スプレイス	高圧代替注水系の現場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 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 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 高圧炉心スプレイス配管・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	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	<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">フロントライン系故障時</td> <td>高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系</td> <td>高圧原子炉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</td> <td>高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型代替直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1</td> <td>事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</td> <td>高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器</td> <td>事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉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	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型代替直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	
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・スパーージャ 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 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等																																														
	第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備																																																
		高圧代替注水系の現場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・スパーージャ 原子炉圧力容器	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」																																														
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 高圧炉心スプレイス配管・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	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																																														
	高圧炉心スプレイス	高圧代替注水系の現場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 高圧代替注水系タービン止め弁 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 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 高圧炉心スプレイス配管・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	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																																														
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	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉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	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型代替直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」																																														
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」																																														
<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な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※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。</p> <p>※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。</p> <p>※4: 運転員等による操作不要の設備である。</p>	<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>																																																

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
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への給電 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	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・スパーージャ	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC現場起動(排水処理)」
			復水貯蔵槽 サブプレッジョン・チェンバ 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	自主対策 設備
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 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ	— ※1
			復水貯蔵槽 サブプレッジョン・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電池式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直流電源設備による	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・スパーージャ	重大事故等 対処設備
			復水貯蔵槽 サブプレッジョン・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電池式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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
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 の現場操作による 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供給弁 逃がし安全弁(安全弁機能) ※4 サブプレッジョン・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 原子炉圧力容器	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
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料給油設備 ※2	自主対策 設備
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 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 サブプレッジョン・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 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

※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
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 の現場操作による 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 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ストレーナ 原子炉浄化系配管 給水系配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」
			サブプレッジョン・チェンバ 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	自主対策 設備
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 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 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ストレーナ 原子炉浄化系配管 給水系配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッジョン・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電池式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1	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 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 ストレーナ 原子炉浄化系配管 給水系配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 重大事故等対策要領
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 可搬型直流電源設備による	サブプレッジョン・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電池式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は、代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(4/6)にて記載

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
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 直流給電車による	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・ストレータ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び搬運車 ※1	— ※1

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 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
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・ストレータ 原子炉圧力容器 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	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

※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
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 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 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 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレータ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 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。

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

・設備の相違
【東海第二】
 ③の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、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について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/6) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

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
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)	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等
			原子炉水位(狭帯域) 復水貯蔵槽水位	自主対策設備
		高圧代替注水系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	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」
			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
		原子炉隔離時冷却系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	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 「RTC現場起動」
			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

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

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
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	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
			原子炉水位(狭帯域)	自主対策設備
		高圧代替注水系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA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	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」
			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
原子炉隔離時冷却系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA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	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 「RTC現場起動」		
	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。

島根原子力発電所 2号炉

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
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) 高圧原子炉代替注水系流量 サブプレッション・プール水位(SA)	事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位(狭帯域)	自主対策設備
		高圧代替注水系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力(可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬型計測器)	事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位(狭帯域) 高圧原子炉代替注水系ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備
		原子炉隔離時冷却系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力(可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬型計測器)	事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RTCによる原子炉注水」
			原子炉水位(狭帯域) 原子炉隔離時冷却系ポンプ入口圧力 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。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

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)

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	T順書
重大事故等の進展抑制	-	進展抑制(ほう酸水注入系による)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧中心注水系統管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	非常時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」
		進展抑制(ほう酸水注入系による)	第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備
		進展抑制(ほう酸水注入系による)	ほう酸水注入ポンプ 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 高圧中心注水系統管・弁・スパーージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備
		制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動水配管・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	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」	
進展抑制	高圧中心注水系統管 復水貯蔵槽 高圧中心注水系統管・弁・スパーージャ 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		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/6)
(重大事故等の進展抑制)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等の進展抑制	-	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	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 重大事故等対策要領
		ほう酸水注入系による進展抑制(注水)	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 純水系 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	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 重大事故等対策要領
		制御棒駆動水圧系による進展抑制	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 (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

※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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/6)
(重大事故等の進展抑制時)

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
重大事故等の進展抑制	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む) 常設代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1	自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRD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 ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1	自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制(注水)	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 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部) 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 代替所内電気設備 ※1	自主対策設備 事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない

第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源 原子炉水位 (狭帯域) 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)
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (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)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 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 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源 AM用直流125V充電器充電電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位 可搬式原子炉水位計
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動 (排水処理)」	判断基準	電源 直流125V 主母線電圧 交流125V 充電器電圧 交流125V 充電器電圧 AM用直流125V充電器充電電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位 可搬式原子炉水位計
		補機監視機能 可搬式水位計 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

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 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 (微候ベース) 「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 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 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 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		

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器
監視計器一覧 (1/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	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) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 高圧原子炉代替注水流量
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 (SA)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は, HPAC
現場起動およびRCIC現場
起動について, 監視
計器一覧(2/7), (3
/7)にて記載

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水 b. 現場手動操作による高压代替注水系起動		
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	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 (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 (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)
原子炉压力容器への注水流量 高压代替注水系系統流量 (可搬型計測器)		
補機監視機能		常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力 常設高压代替注水系ポンプ入口圧力

監視計器一覧 (2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高压原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水 b. 現場手動操作による高压原子炉代替注水系起動		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		水源の確保
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		補機監視機能 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 高压原子炉代替注水系ポンプ出口圧力 高压原子炉代替注水系タービン入口圧力 高压原子炉代替注水系タービン排気圧力 高压原子炉代替注水系ポンプ入口圧力

・設備の相違
【東海第二】
対応手段における監視計器の相違

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は、HPAC 現場起動について、監視計器一覧(1/5)にて記載

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 (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 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	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	判断基準 原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (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	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (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)
	原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 (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

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 (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 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「R C I C による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判断基準 原子炉压力容器内の水位 水源の確保	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域) サブプレッション・プール水位 (S A)
操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
	補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 原子炉隔離時冷却系ポンプ入口圧力 可搬型回転計

・設備の相違
【東海第二】
対応手段における監視計器の相違

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動について、監視計器一覧(1/5)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

監視計器一覧 (2/5)

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		
非常時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源 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)
		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
		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)
	補機監視機能 ほう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	
	操作	電源 M/C C電圧 P/C C-1電圧 直流125V 主母線盤A電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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)
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 制御棒駆動水系系統流量		
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)		

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

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)
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		
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	判断基準	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
		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 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位
		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)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 制御棒駆動水圧系系統流量
		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 復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)

島根原子力発電所 2号炉

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)
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. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	電源 C-メタラ母線電圧 D-メタラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		補機監視機能 原子炉補機冷却系常用流量
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能 制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、ほう酸水注入系による原子炉注水について、監視計器一覧(5/7)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																							
<p>監視計器一覧 (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>電源 M/C D電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 主母線盤 B 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 rowspan="5">AM設備別操作手順書 「PCF緊急注水」</td> <td rowspan="5">操作</td> <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>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流速 高圧炉心注水系 (B) 系統流速</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力</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> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			非常時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	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	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)	AM設備別操作手順書 「PCF緊急注水」	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (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)	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水流速 高圧炉心注水系 (B) 系統流速	補機監視機能 高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	<p>監視計器一覧 (4/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.2.2.3 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压力容器へのほう酸水注入及び注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>電源 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。) 2C電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 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</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>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</td> <td>操作</td> <td>水源の確保 純水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <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>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</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水			非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源 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。) 2C電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 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	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)	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	操作	水源の確保 純水貯蔵タンク水位	AM設備別操作手順書	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)	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	<p>監視計器一覧 (5/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.2.2.3 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. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">補機監視機能</td> <td rowspan="4">操作</td> <td>水源の確保 復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</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 ほう酸水貯蔵タンク液位</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td></td> <td>ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水輸送系出口ヘッド圧力</td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.2.2.3 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. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水			事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	補機監視機能	操作	水源の確保 復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水量 ほう酸水貯蔵タンク液位	補機監視機能		ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水輸送系出口ヘッド圧力	<p>・設備の相違 【東海第二】 対応手段における監視計器の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、SLC ポンプによる原子炉注水について、監視計器一覧 (2/5) にて記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																								
1.2.2.3 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																																																										
非常時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	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																																																								
		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)																																																								
AM設備別操作手順書 「PCF緊急注水」	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (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)																																																								
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																								
		原子炉压力容器への注水流速 高圧炉心注水系 (B) 系統流速																																																								
		補機監視機能 高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力																																																								
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																										
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 a. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水																																																										
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源 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。) 2C電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 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																																																								
		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)																																																								
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	操作	水源の確保 純水貯蔵タンク水位																																																								
AM設備別操作手順書	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)																																																								
		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																																																								
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																								
1.2.2.3 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. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水																																																										
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧																																																								
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																								
補機監視機能	操作	水源の確保 復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位																																																								
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																								
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																								
		原子炉压力容器への注水量 ほう酸水貯蔵タンク液位																																																								
補機監視機能		ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水輸送系出口ヘッド圧力																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

監視計器一覧 (4/5)

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 重大事故等対応設備 (設計基準範囲) 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		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 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)
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
操作	原子炉压力容器内の水位	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	
	補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位	

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

監視計器一覧 (6/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.4 設計基準事故対応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		
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	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 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 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		
水源の確保 サブプレッション・プール水位		

島根原子力発電所 2号炉

監視計器一覧 (6/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.4 重大事故等対応設備 (設計基準範囲) 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		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 (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)
	操作	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・プール水温度 (SA)
		原子炉压力容器への注水量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度		
水源の確保 サブプレッション・プール水位 (SA)		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

監視計器一覧(5/5)

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 (設計基準制御) による対応手順 (2) 高圧炉心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 (微候ベース) 「水位確保」等	電源	M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧	
		原子炉压力容器内の水位	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) サブプレッション・チェンバ・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)
		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	高圧炉心注水系 (B) 系統流量 高圧炉心注水系 (C) 系統流量
		補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ (C) 吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位

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)	
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压力容器への注水			
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 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	電源	M/C HPCS 電圧 直流 125V 主母線盤 HPCS 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	高圧炉心スプレイ系系統流量
		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・プール水位

監視計器一覧(7/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準制御) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等	電源	HPCS-メタラ母線電圧	
		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	サブプレッション・プール水位 (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)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)

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

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

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

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

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

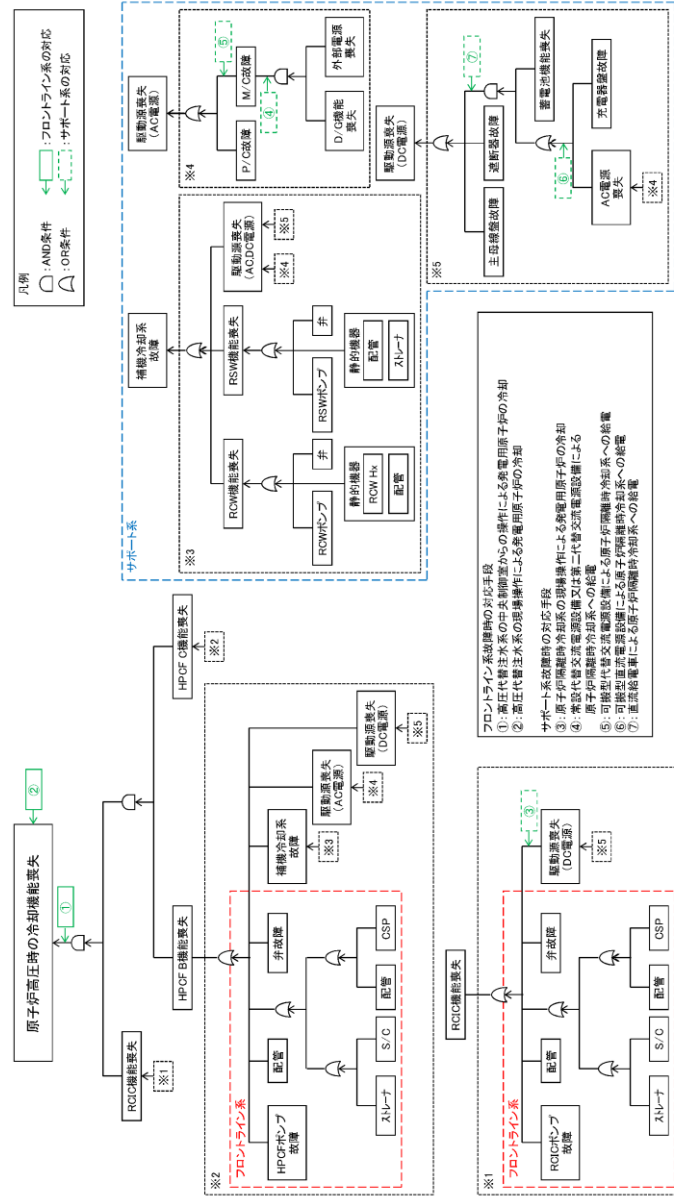
島根原子力発電所 2号炉

第 1.2-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

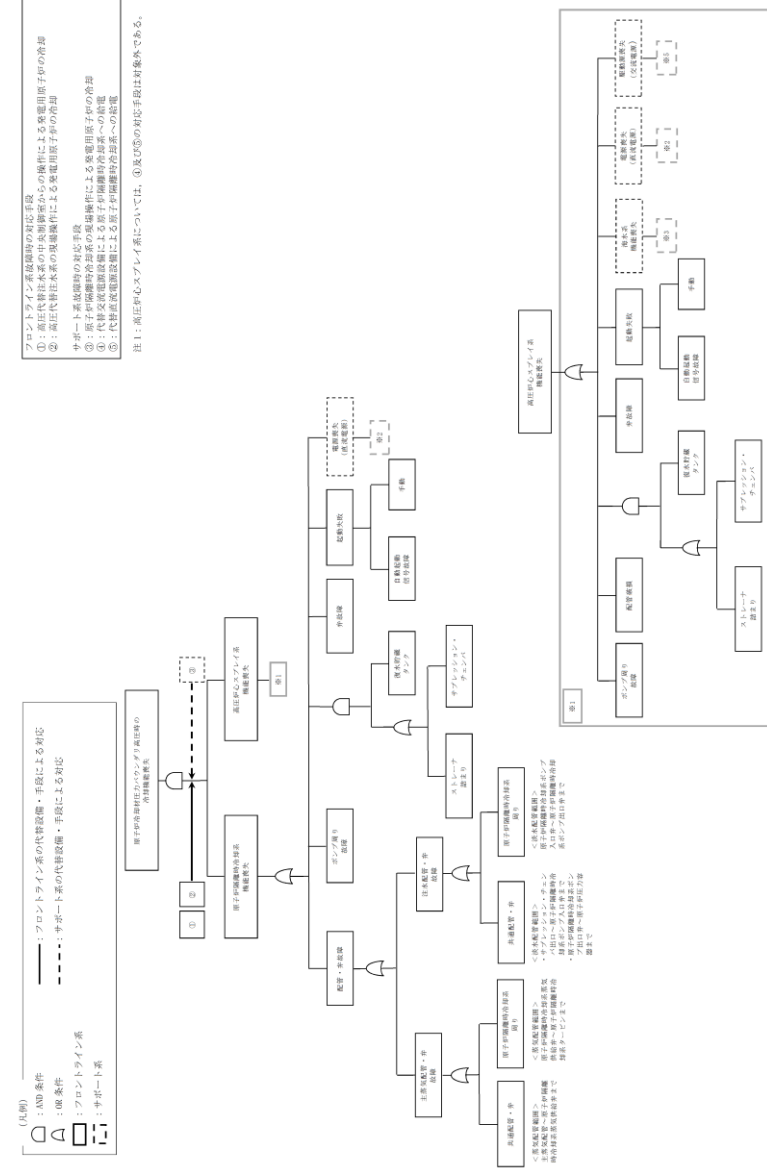
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 230V系 (R C I C)
	高圧原子炉代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 SA用 115V系
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系

備考

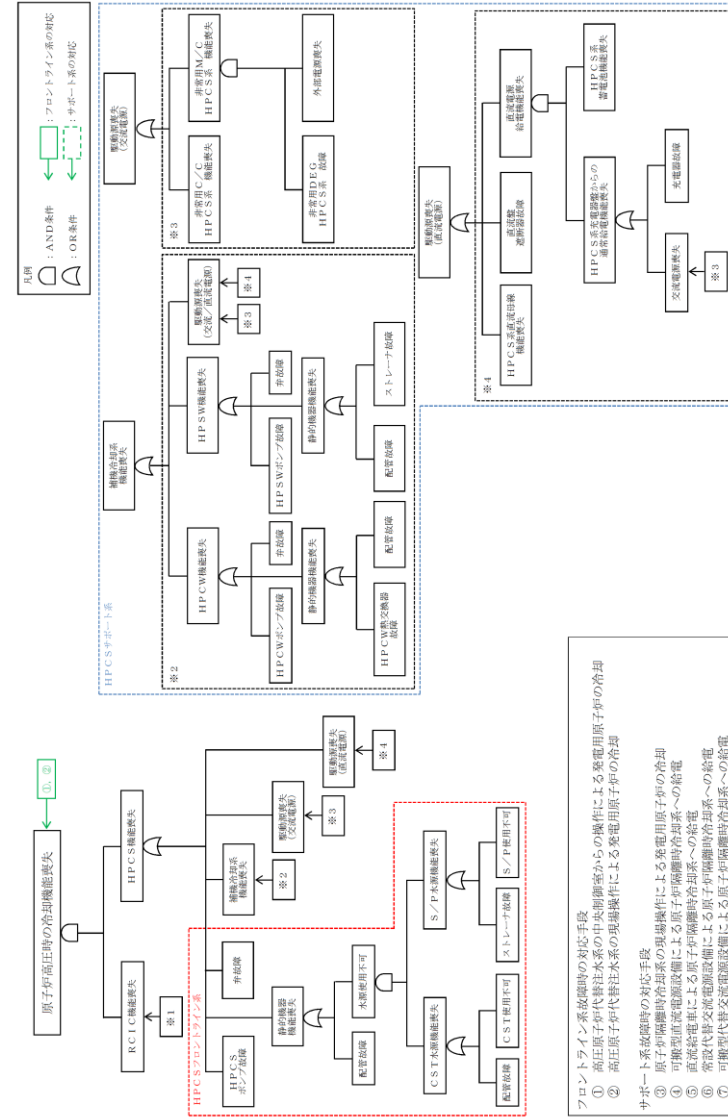
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
電源構成の相違及び
対応手段の相違による
供給対象設備の相違



第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

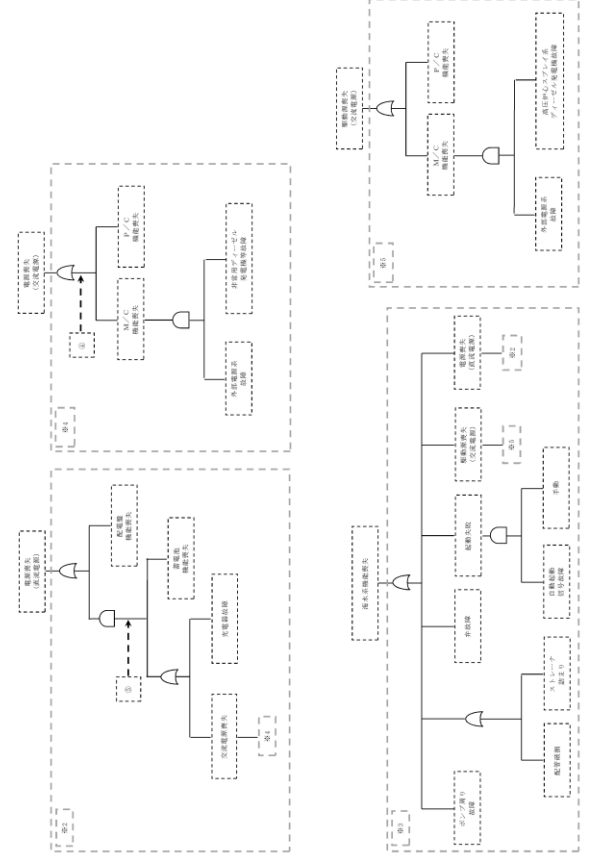
備考
 ・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備の相違に基づく機能喪失想定及び対応手段の相違

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

フロンティア系設備時の対応手段
 ①: 高圧原子炉代替注水系の現地操作による発電用原子炉の冷却
 ②: 高圧原子炉代替注水系の現地操作による発電用原子炉の冷却
 ③: 原子炉冷却設備の停止
 ④: 原子炉冷却設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑤: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑥: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑦: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電

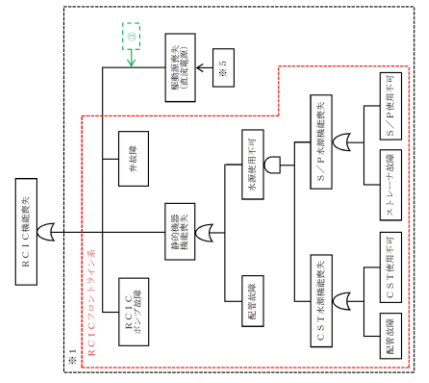
(備考)
 M/C: マタルカクダリ装置
 P/C: パワーセンタ

(凡例)
 □: AND条件
 ○: OR条件
 ○: フロンティア系
 □: サボート系



第1.2-1-1図 機能喪失原因対策分析(2/2)

凡例
 □: AND条件
 ○: OR条件
 ○: フロンティア系の対応
 □: サボート系の対応



フロンティア系設備時の対応手段
 ①: 高圧原子炉代替注水系の現地操作による発電用原子炉の冷却
 ②: 高圧原子炉代替注水系の現地操作による発電用原子炉の冷却
 ③: 原子炉冷却設備の停止
 ④: 原子炉冷却設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑤: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑥: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑦: 冷却水循環設備の停止による原子炉隔離時冷却系への給電

第1.2-1-1図 機能喪失原因対策分析(2/2)

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

故障発生機群	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機
原子炉高圧注水の冷却機能喪失	HPCF B系統	配管	CSP水漏	CSP			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
	HPCF C系統	配管	CSP水漏	CSP			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			

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

第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

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

故障発生機群	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機	故障発生機
原子炉高圧注水の冷却機能喪失	HPCF B系統	配管	CSP水漏	CSP			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
	HPCF C系統	配管	CSP水漏	CSP			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			
		配管	S/C水漏	配管			

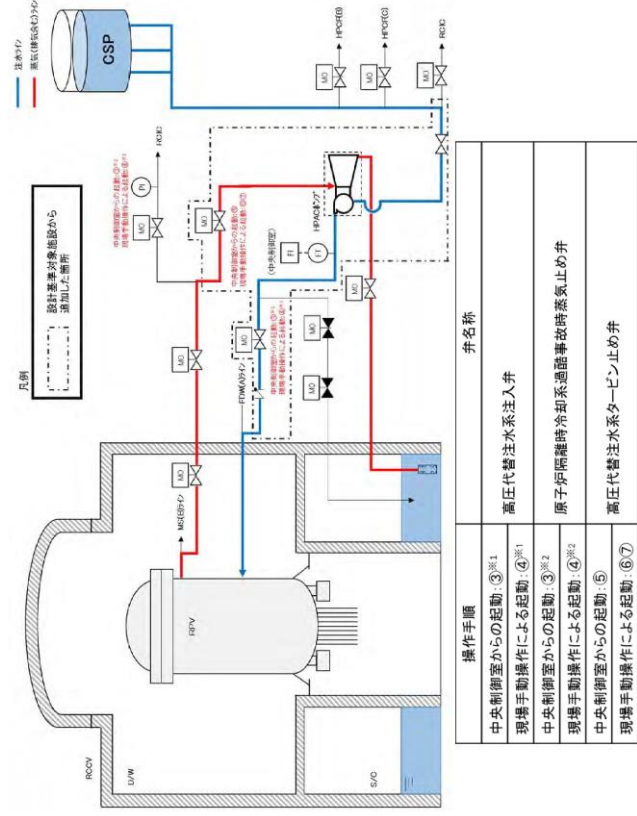
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

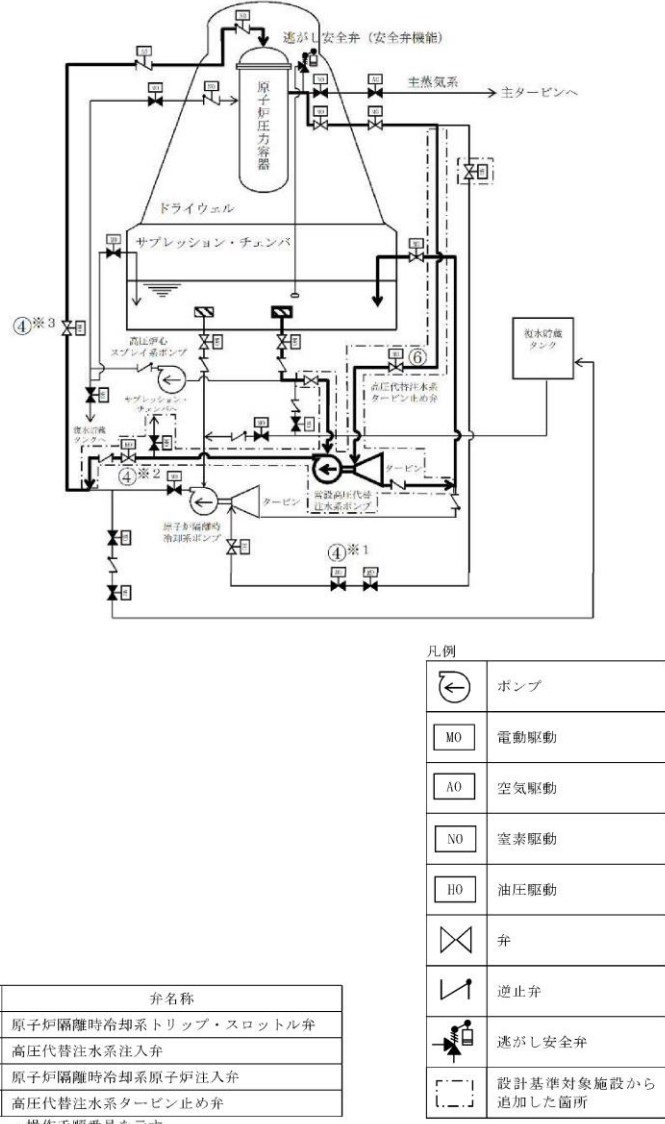
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
設備の相違に基づく機能喪失想定及び対応手段の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 226 851 982" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="213 1012 816 1052" data-label="Caption"> <p>第 1.2.2 図 EOP「水位確保」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="970 226 1641 982" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="926 1012 1691 1094" data-label="Caption"> <p>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> </div>	<div data-bbox="1730 216 2478 951" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1789 968 2410 1050" data-label="Caption"> <p>第 1.2-2 図 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー</p> </div>	<p>備考</p>

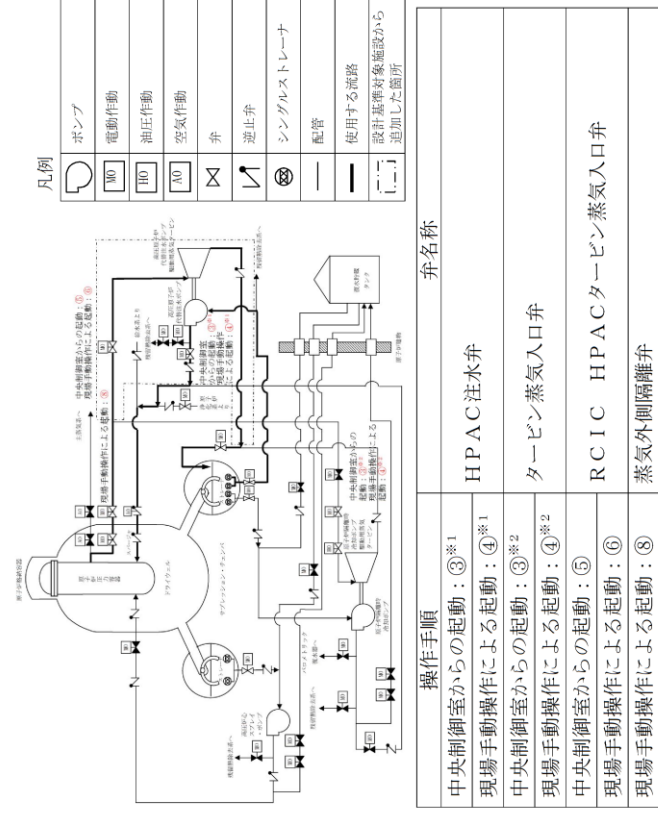
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="178 231 866 1008" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="213 1056 819 1096" data-label="Caption"> <p>第 1.2.3 図 EOP「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="967 224 1641 982" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="926 1012 1694 1094" data-label="Caption"> <p>第 1.2-3 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1736 224 2466 940" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1801 968 2395 1050" data-label="Caption"> <p>第 1.2-3 図 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<p>備考</p>



第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動、現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

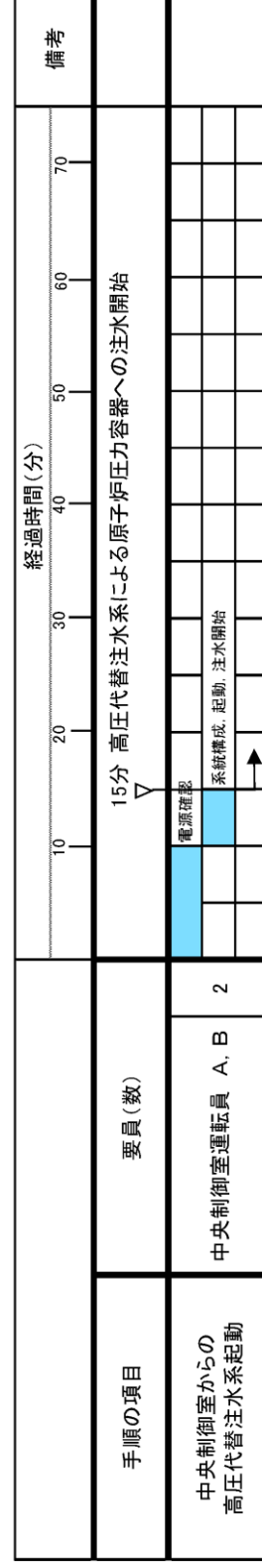


第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図



第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動、現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

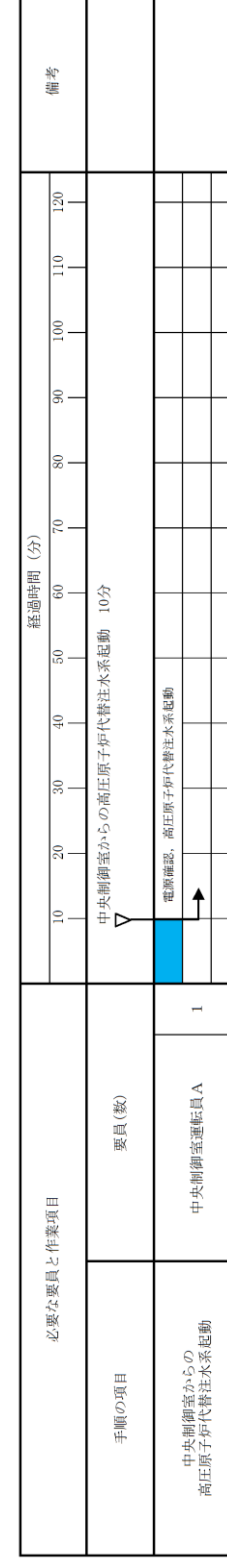
備考
 ・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 ⑧の相違



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



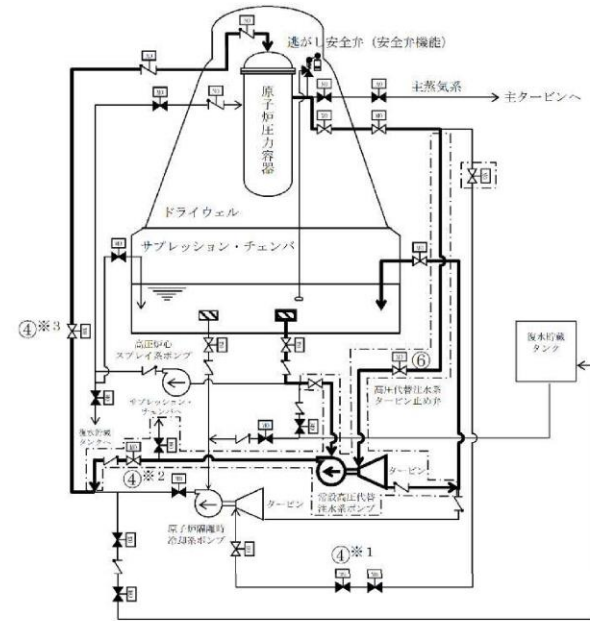
第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧代替注水系統起動 タイムチャート



第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系統起動 タイムチャート

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑮の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、現場
 手動操作による高压原
 子炉代替注水系起動概
 要図について、第1.2
 -4図にて記載



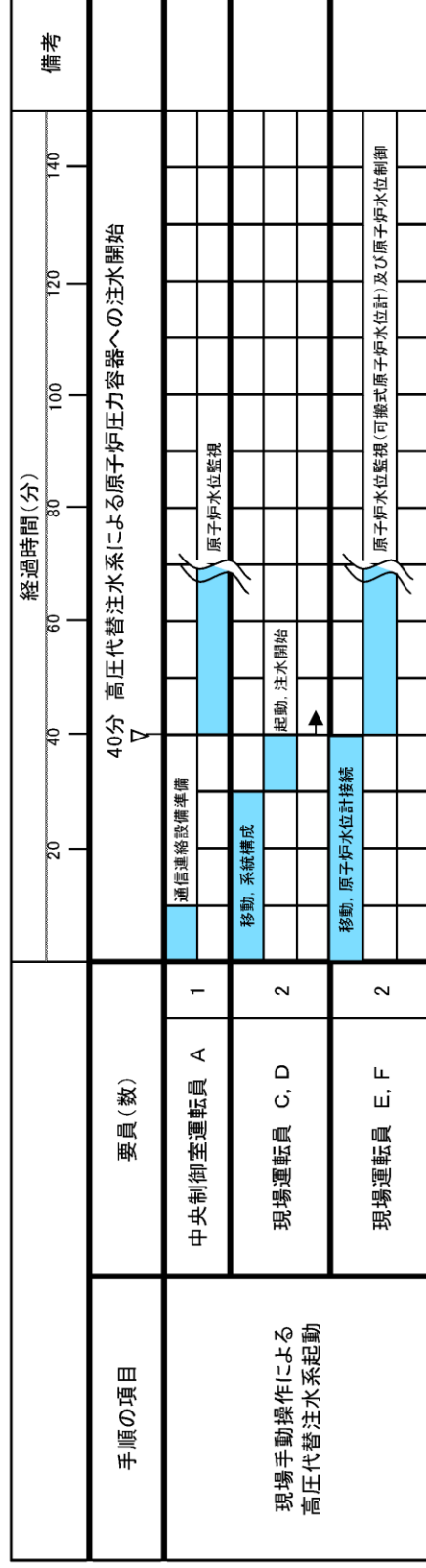
凡例

	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

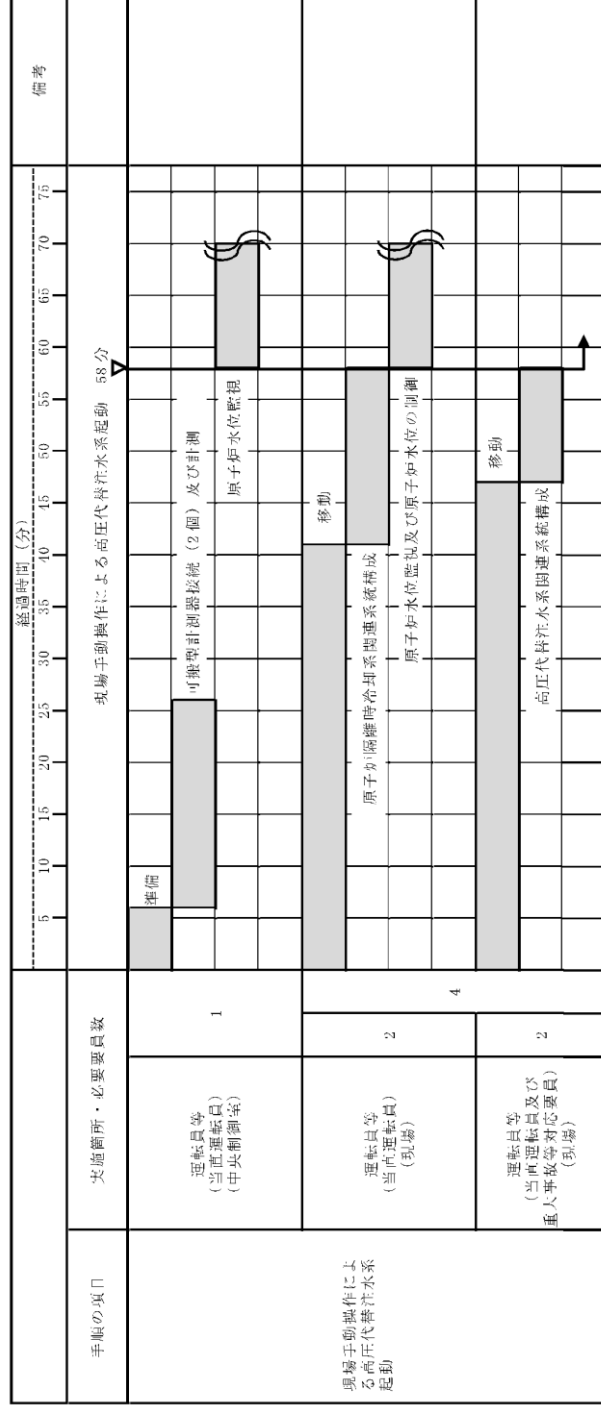
操作手順	弁名称
④※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
④※2	高压代替注水系注入弁
④※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑥	高压代替注水系タービン止め弁

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。

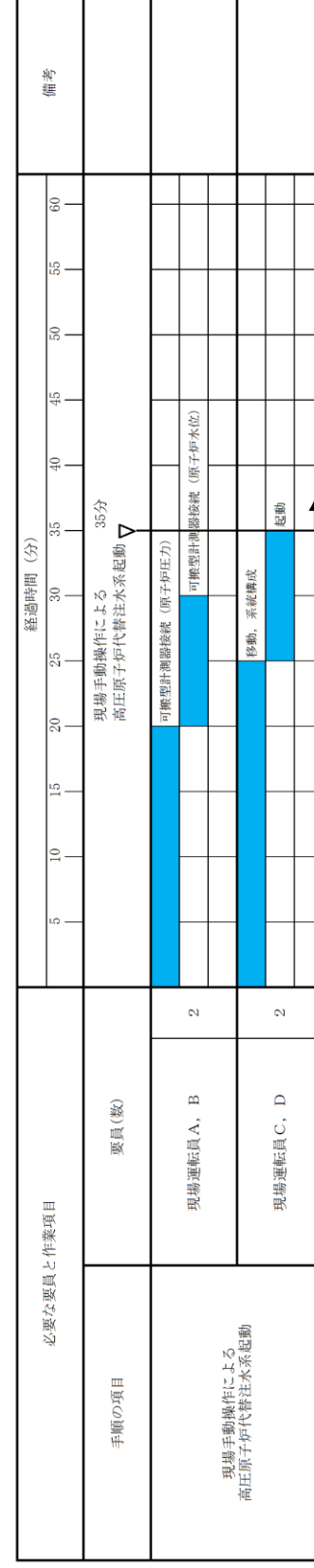
第1.2-6図 現場手動操作による高压代替注水系起動 概要図



第 1.2.6 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 タイムチャート

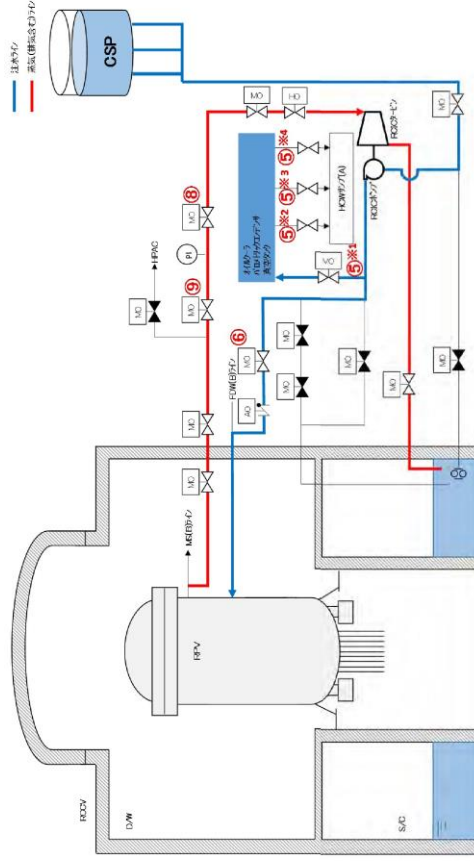


第 1.2-7 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 タイムチャート



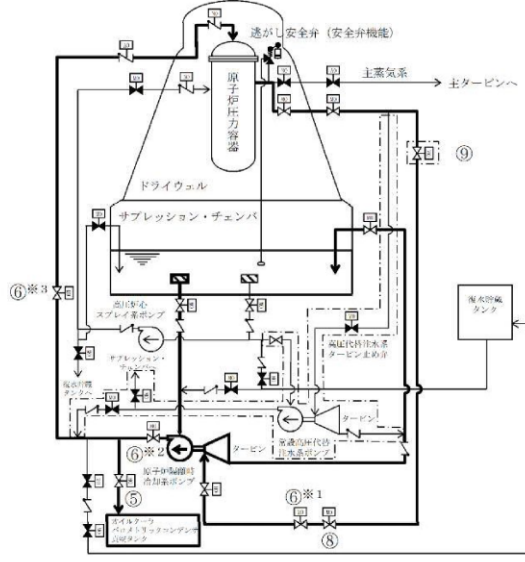
第 1.2-6 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 タイムチャート

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑮の相違



操作手順	弁名称
⑤※1	原子炉隔離時冷却系ライン止め弁
⑤※2	原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁
⑤※3	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑤※4	原子炉隔離時冷却系セハレドレン弁
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熱事故時蒸気止め弁

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

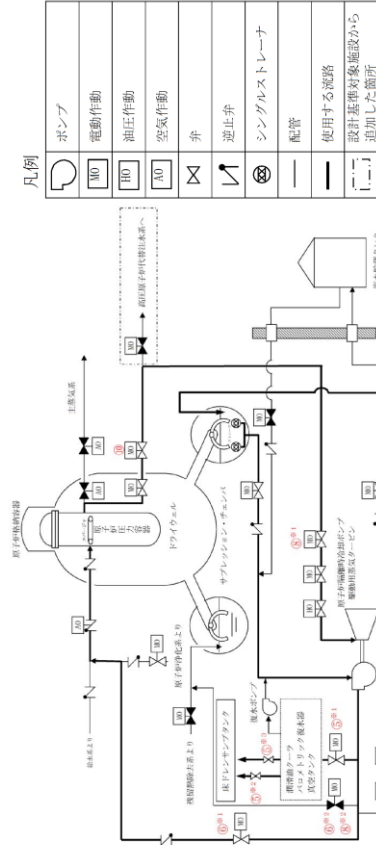


操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁
⑥※1	原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑧	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑨	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁

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。

凡例	記号	説明
ポンプ	⊕	ポンプ
電動駆動	MO	電動駆動
空気駆動	AO	空気駆動
電圧駆動	NO	電圧駆動
油圧駆動	HO	油圧駆動
弁	⊗	弁
逆止弁	↗	逆止弁
逃がし安全弁	⊕	逃がし安全弁
設計基準対象施設から追加した箇所	⋯	設計基準対象施設から追加した箇所

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

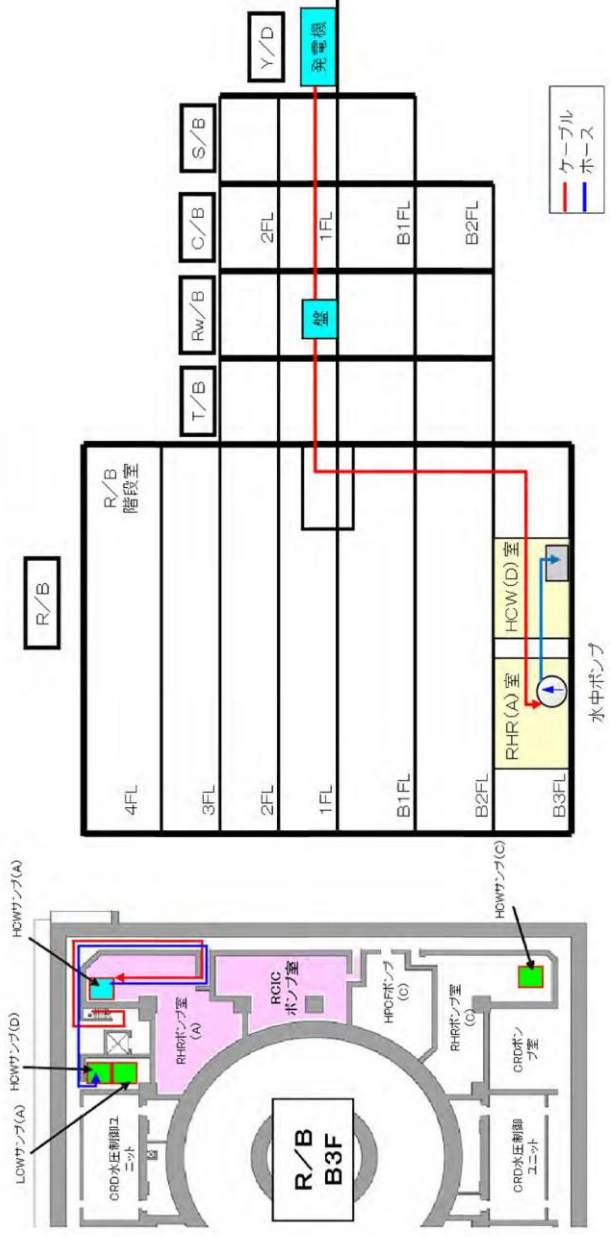


操作手順	弁名称
⑤※1	復水器冷却水入口弁
⑤※2	RCIC真空タンクドレン弁
⑤※3	RCIC真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑥※1	RCIC注水弁
⑥※2	ミニマムフロー弁
⑧※1	タービン蒸気入口弁
⑩	蒸気外側隔離弁

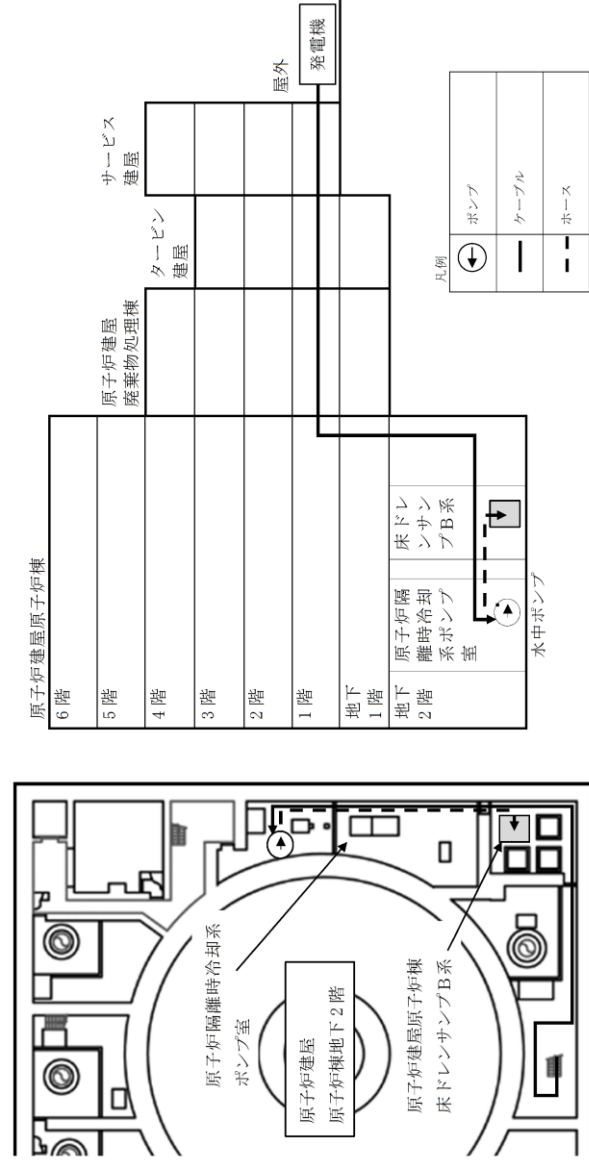
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-7 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

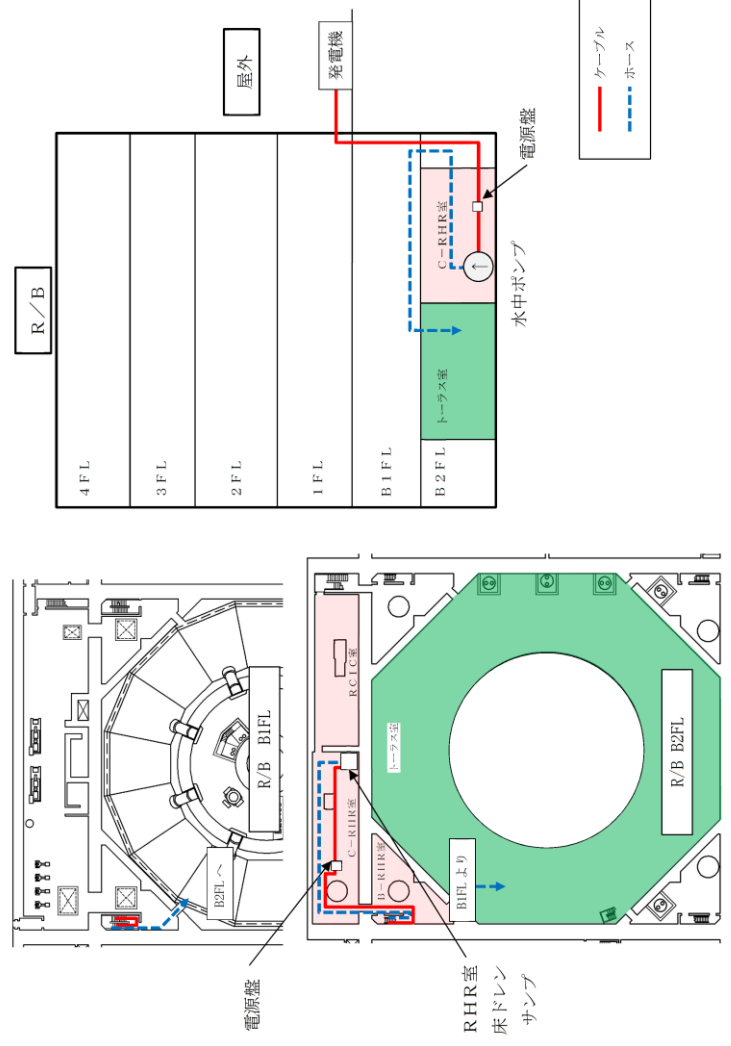
備考
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑧の相違



第 1.2.8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 (排水処理) 概要図

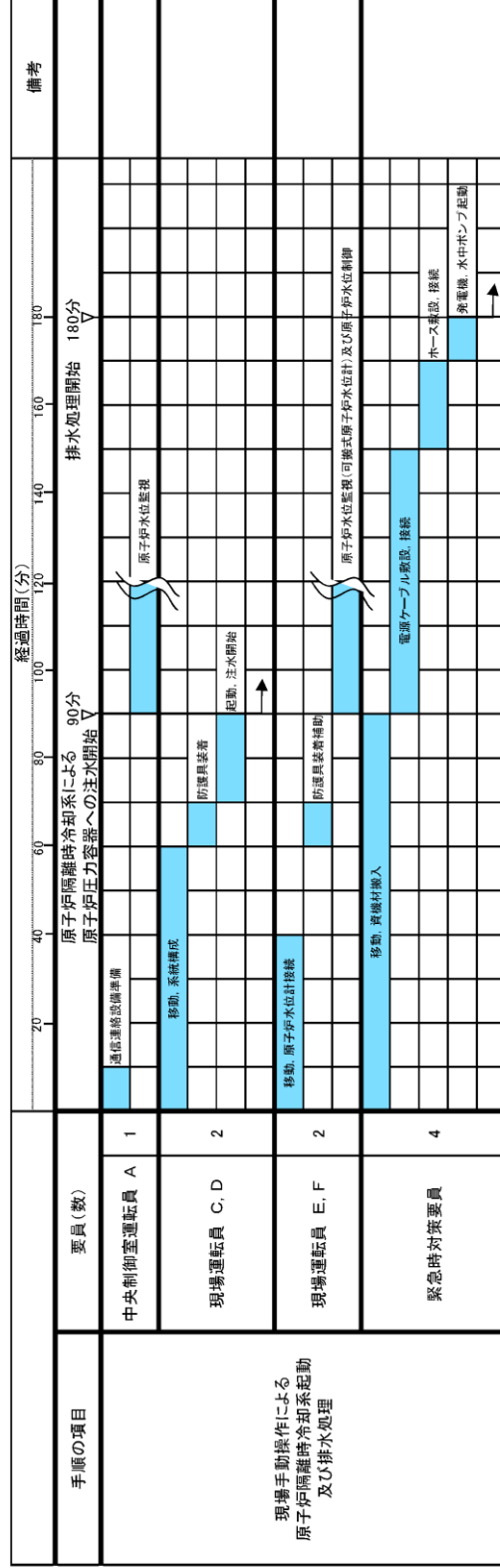


第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 (排水処理) 概要図

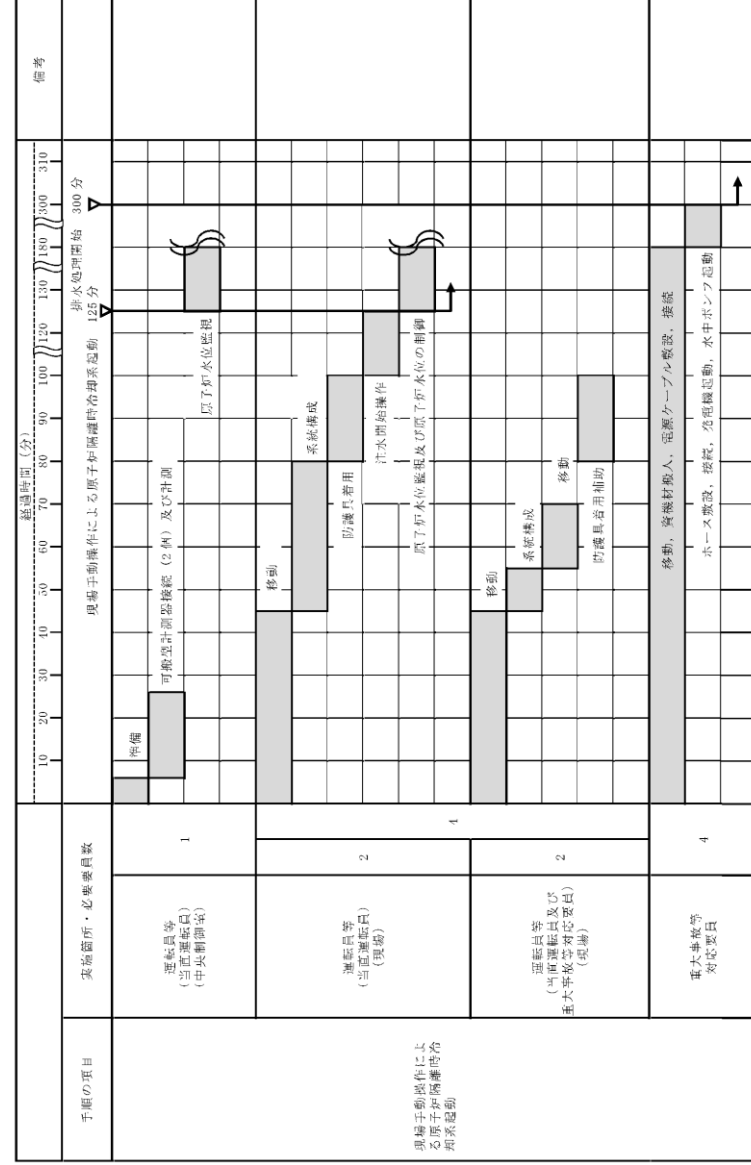


第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 (排水処理) 概要図

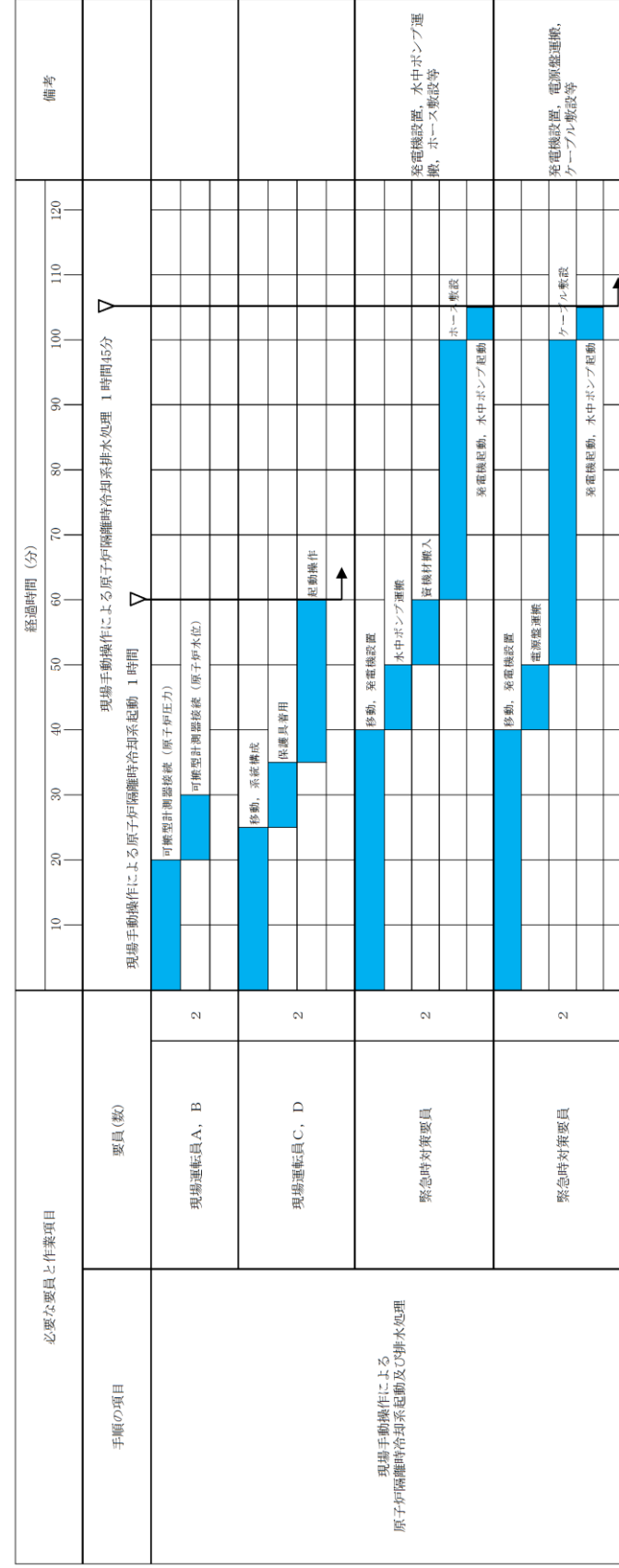
備考
 ・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 プラントの相違による排水手順の相違



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



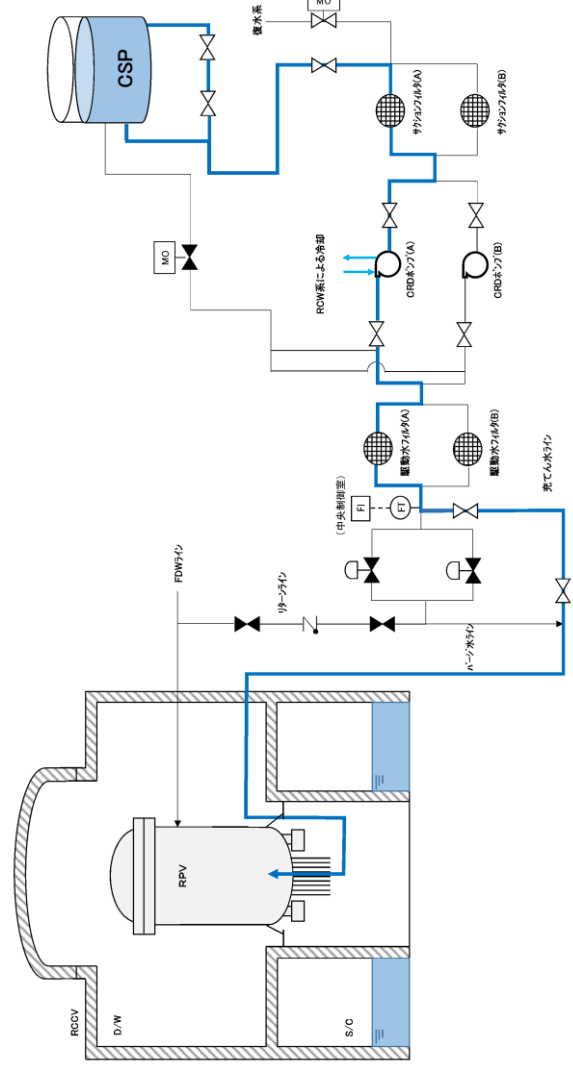
第 1.2-10 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 タイムチャート



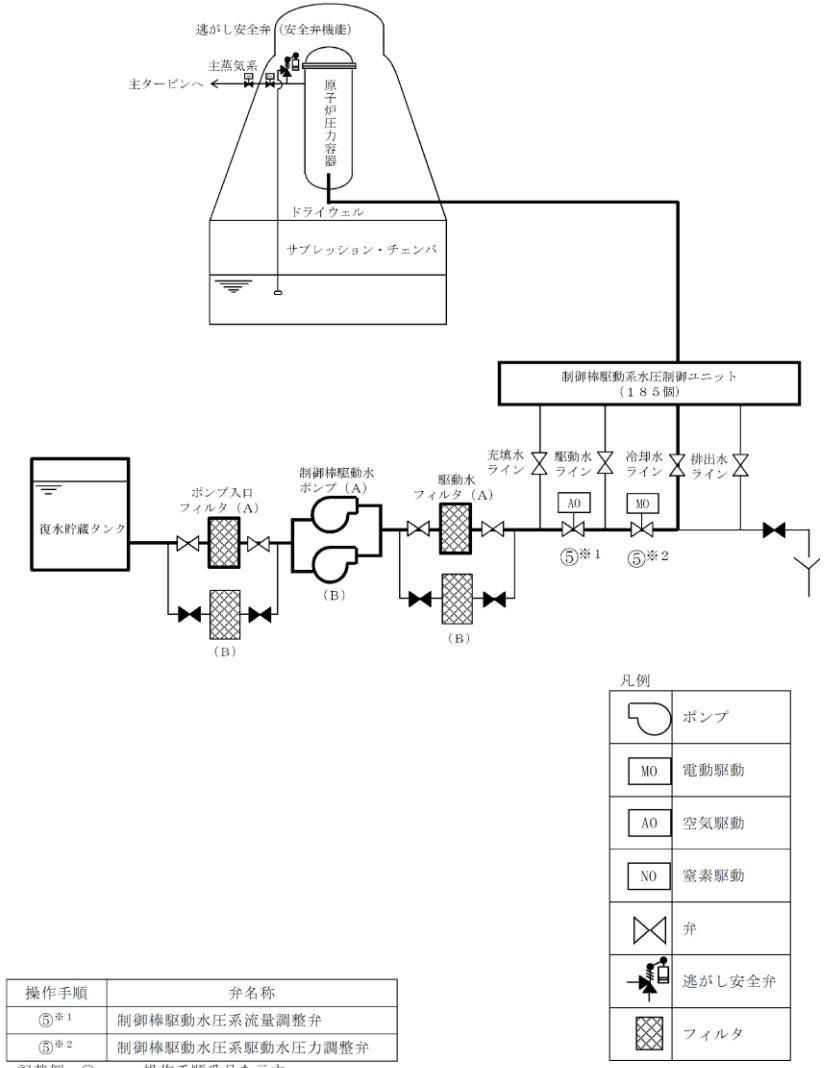
第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート

備考
・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑮の相違

・設備の相違
【柏崎6/7,東海第二】
⑧の相違



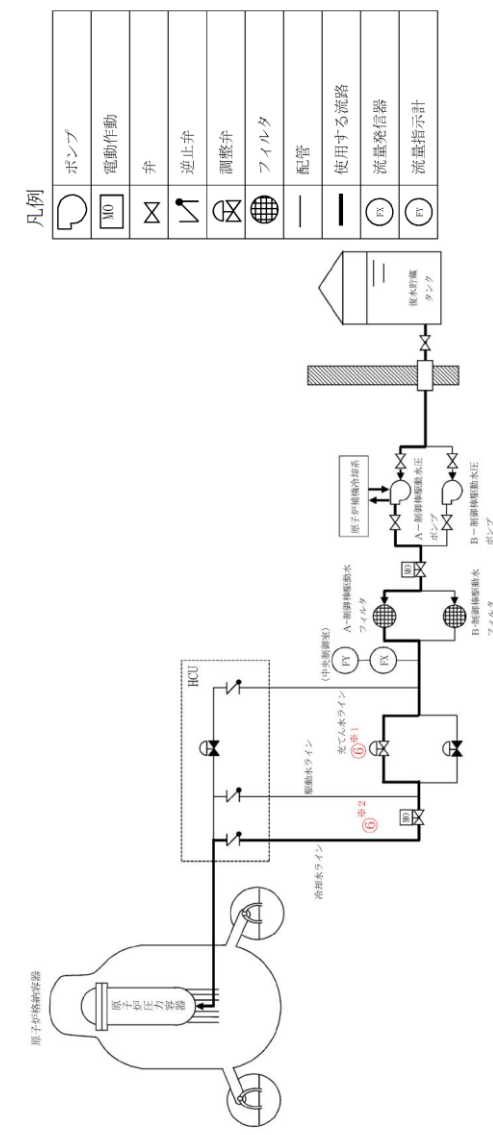
第1.2.12図 制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称
⑤*1	制御棒駆動水圧系流量調整弁
⑤*2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁

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1.2-13図 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称
⑥*1	CRD系統流量調節弁
⑥*2	CRD駆動水圧力調節弁

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1.2-10図 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水 概要図

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											
			選擇連絡設備確認、電源確認	冷却水確保確認	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

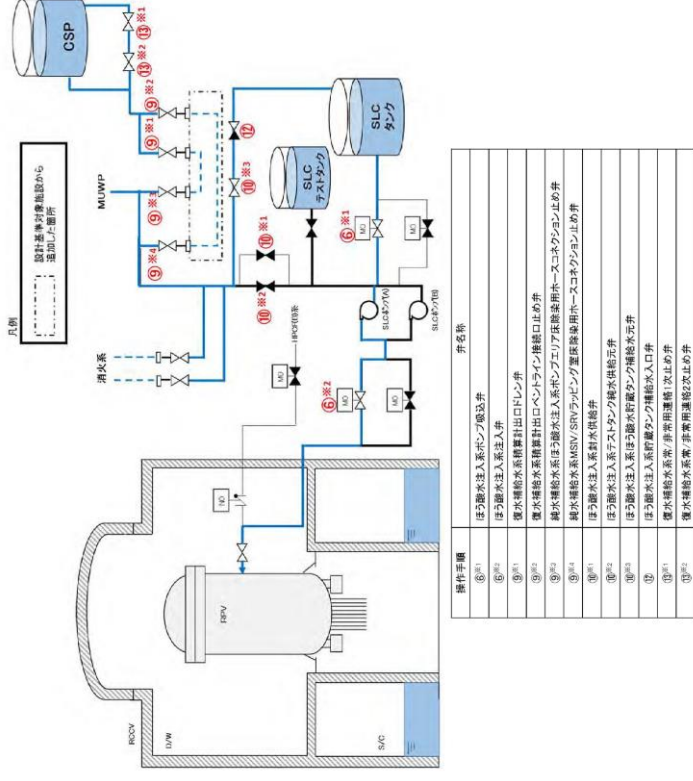
手順の項目	実施箇所・必要要員数	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	経過時間(分)										備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水		1											
			1分 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水										
			系統構成、注水開始操作										

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

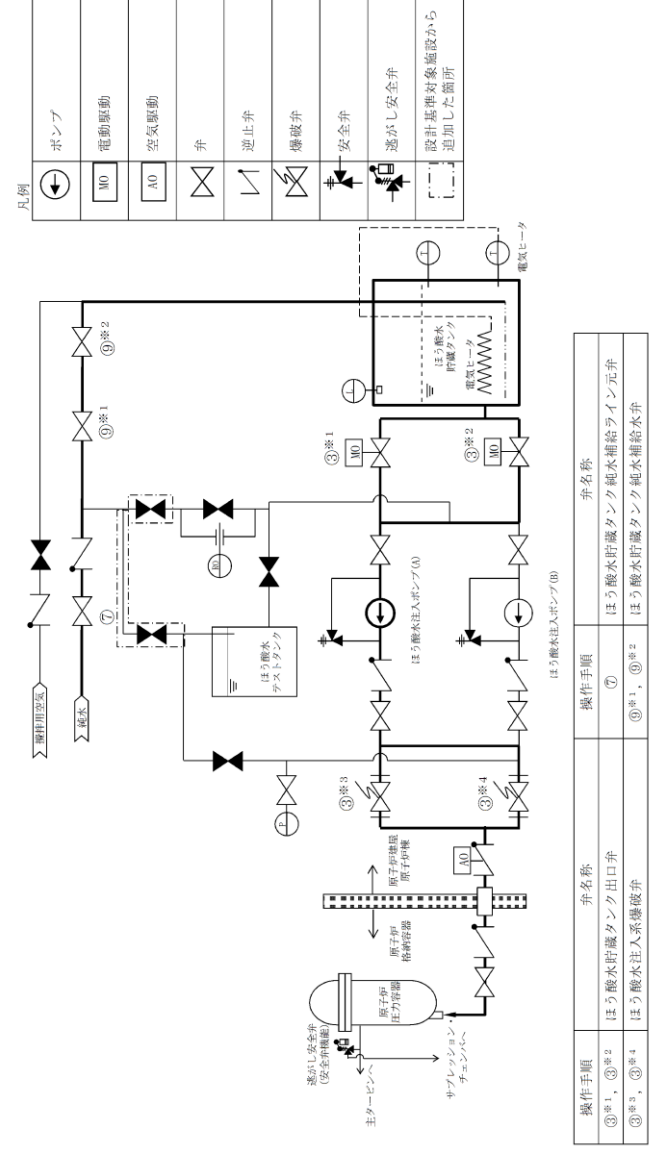
手順の項目	必要の要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水		1												
			制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 15分											
			電源、冷却水確保確認											
			制御棒駆動水圧ポンプ起動、系統構成											

第 1.2-11 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

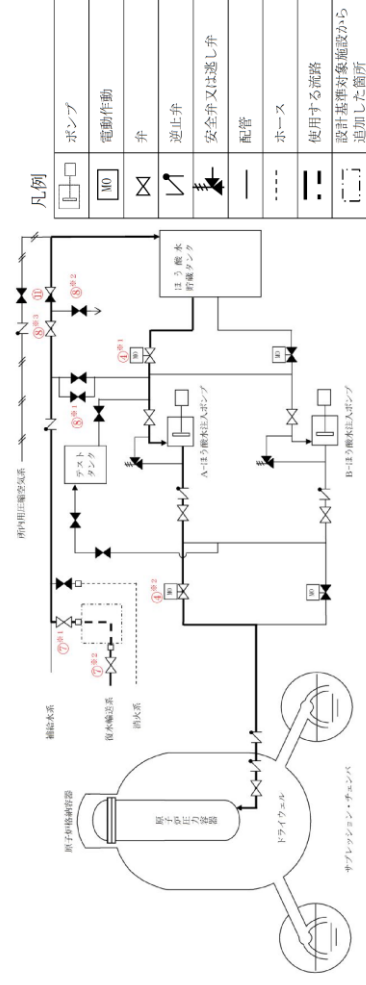
備考
 ・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 ⑮の相違



第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉压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)

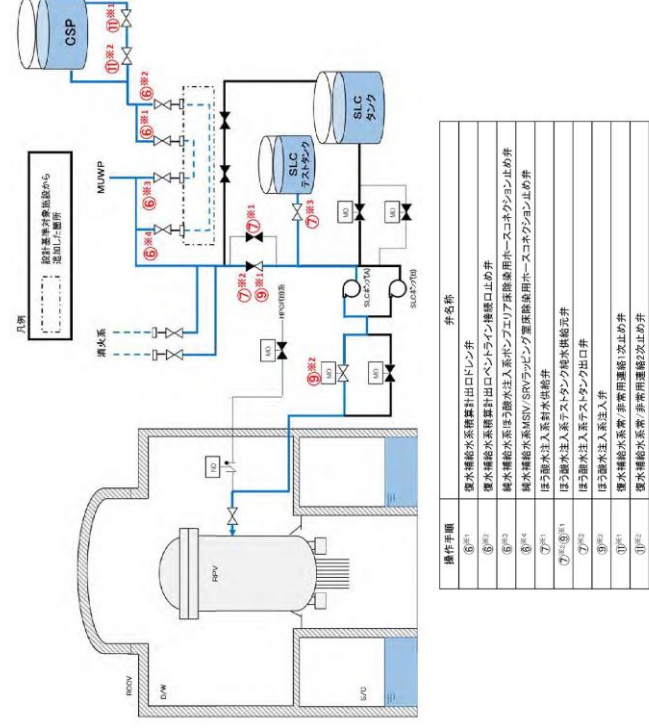


第 1.2-11 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水 概要図

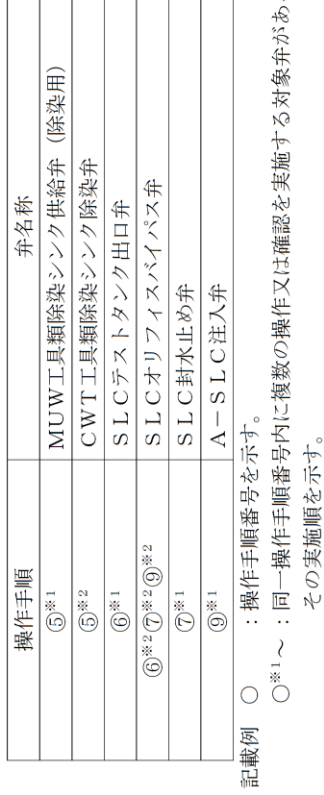
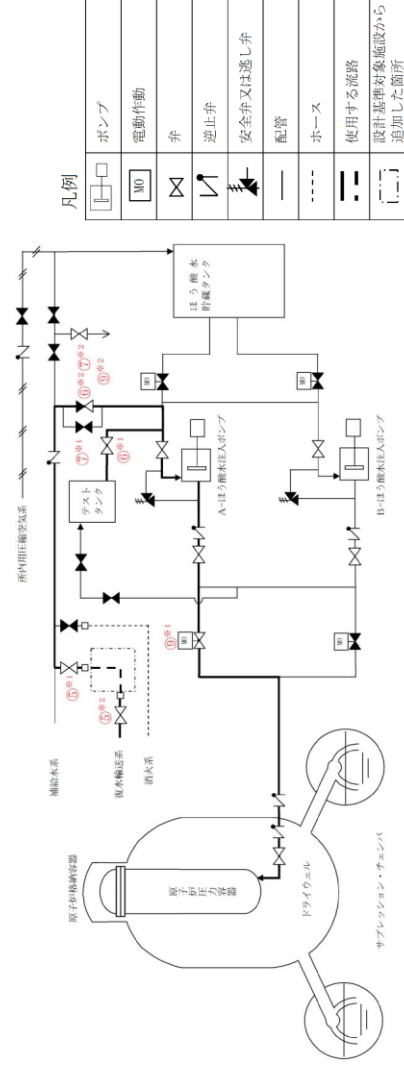


第 1.2-12 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水 (ほう酸水貯蔵タンク使用) 概要図(1/2)

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑧の相違

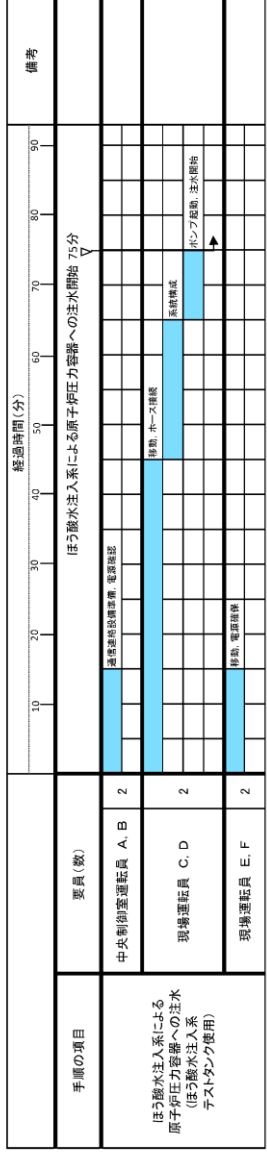
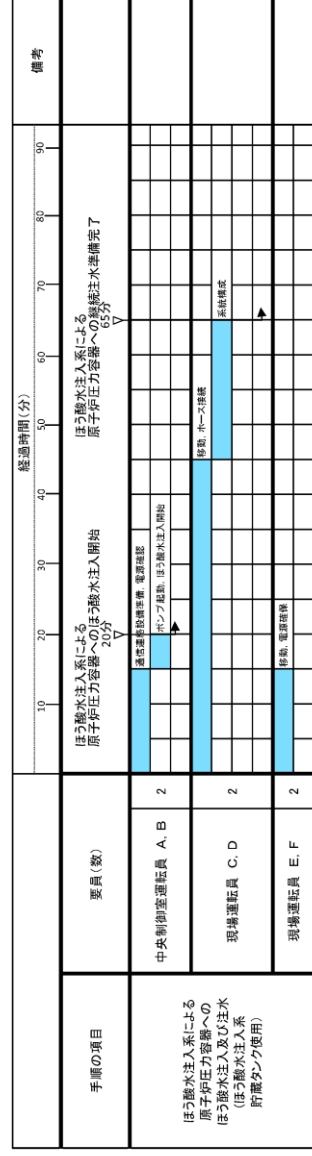


第 1.2.10 図 ほうほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水
(ほうほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図 (2/2)

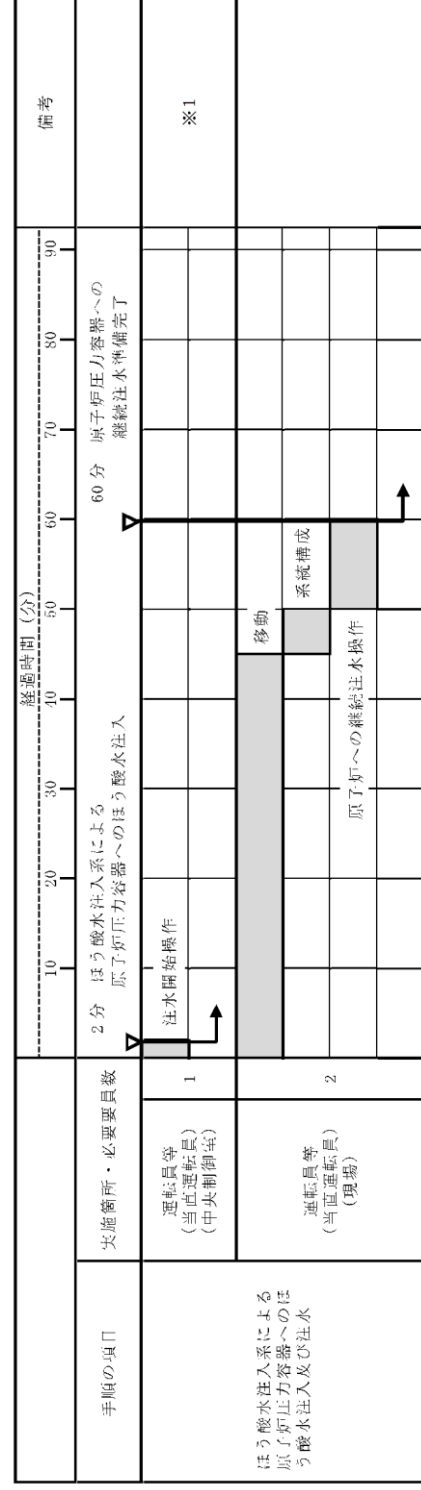


第 1.2-12 図 ほうほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほうほう酸水注入及び注水 (ほうほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図 (2 / 2)

- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑧の相違
- ・設備の相違
【東海第二】
⑫の相違

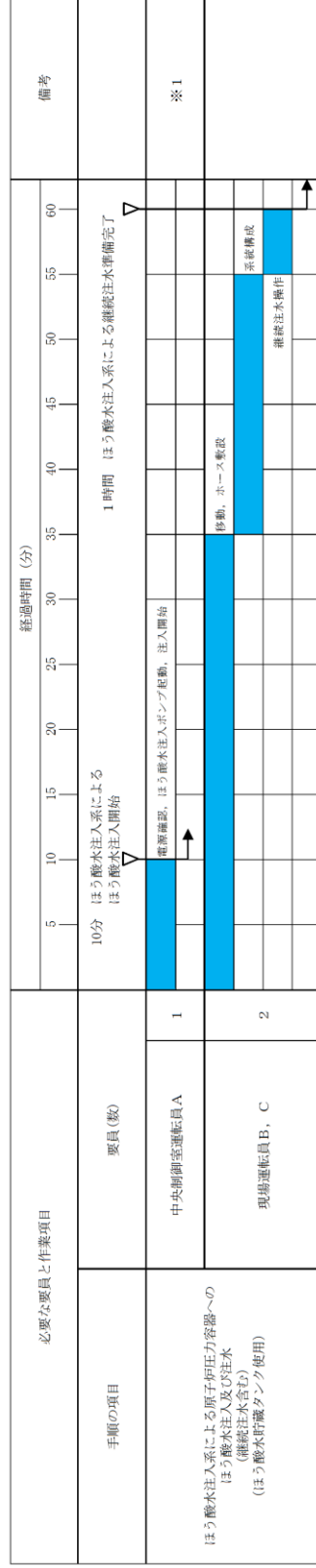


第 1.2.11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート

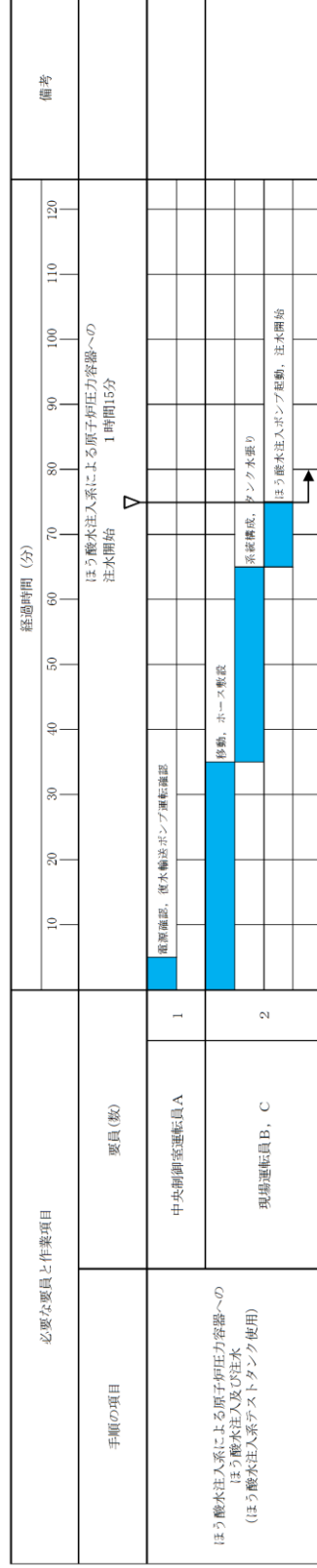


※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内で可能である。

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

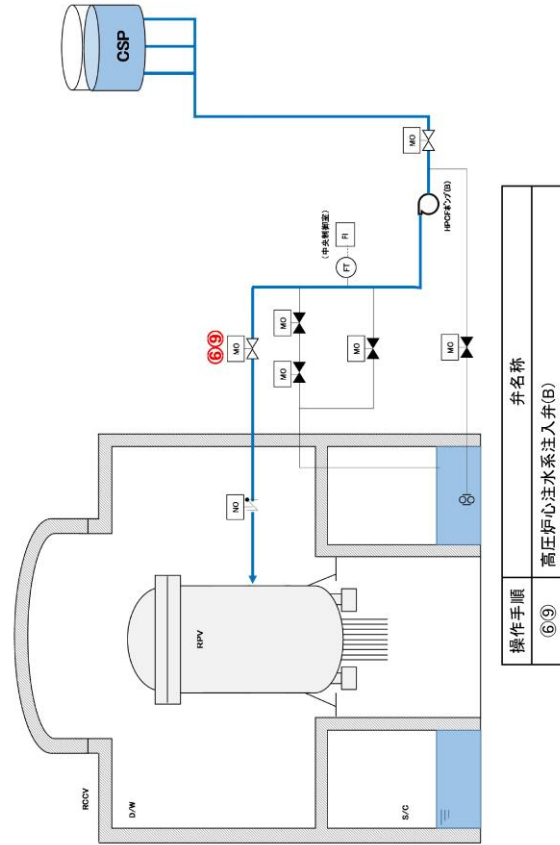


※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで10分以内で可能である。



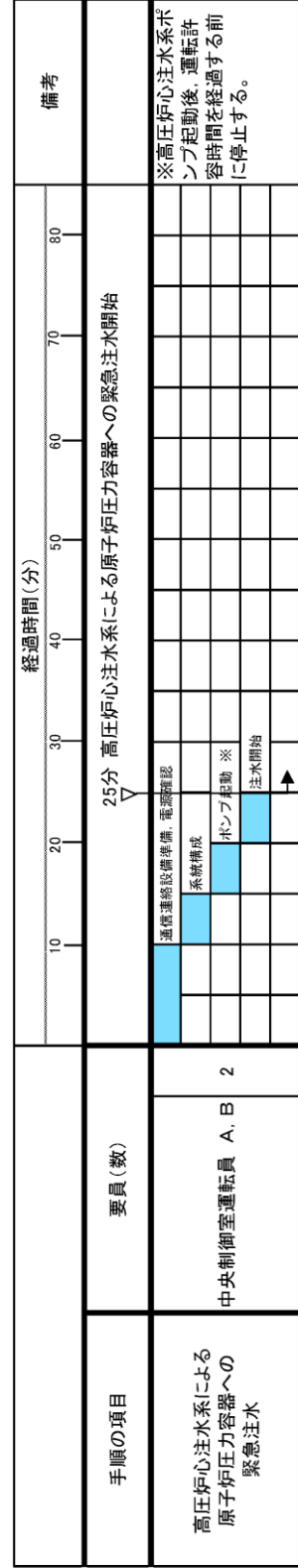
第 1.2-13 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑮の相違



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

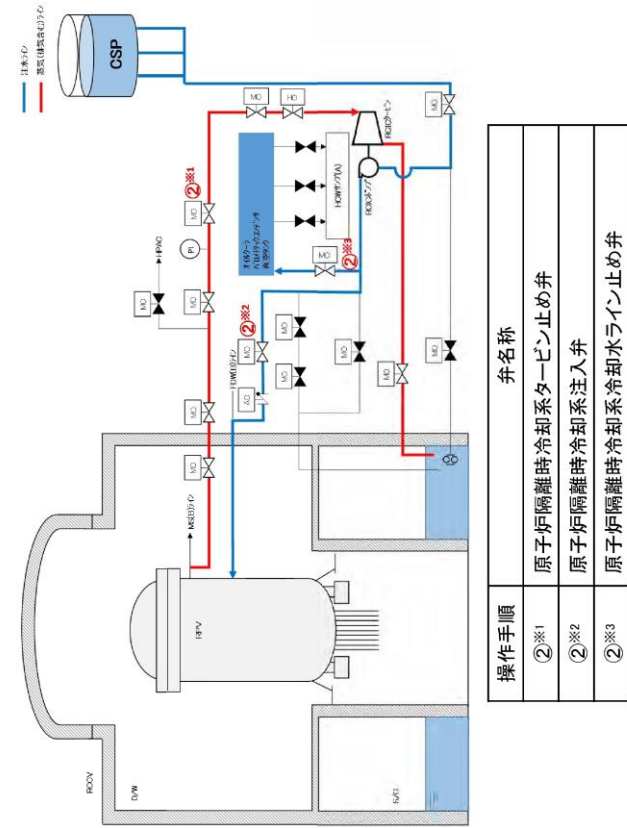
・運用の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない



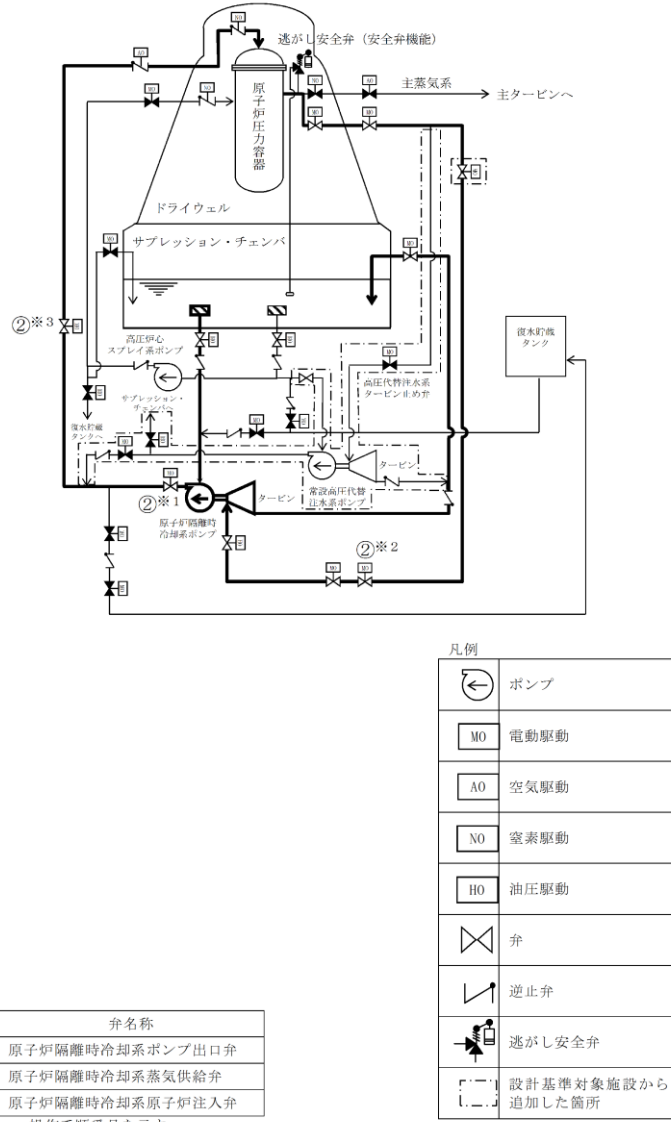
第1.2.15 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)
高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	中央制御室運転員 A, B 2

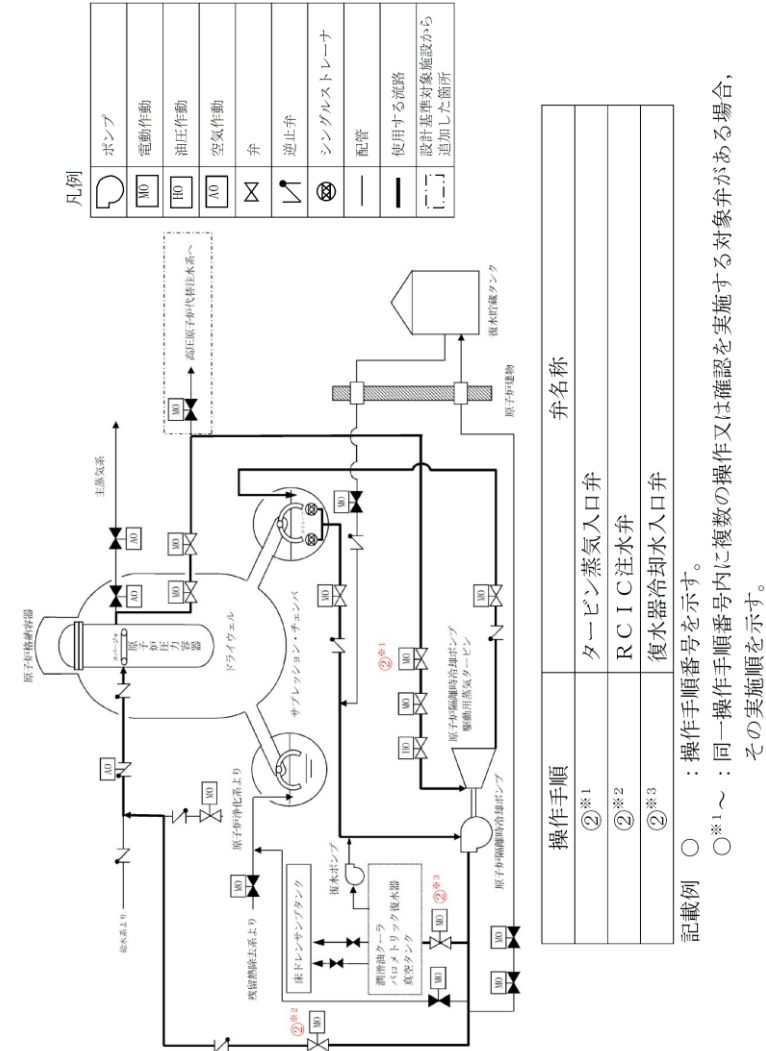
・運用の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない



第 1.2-16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)
(原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水)

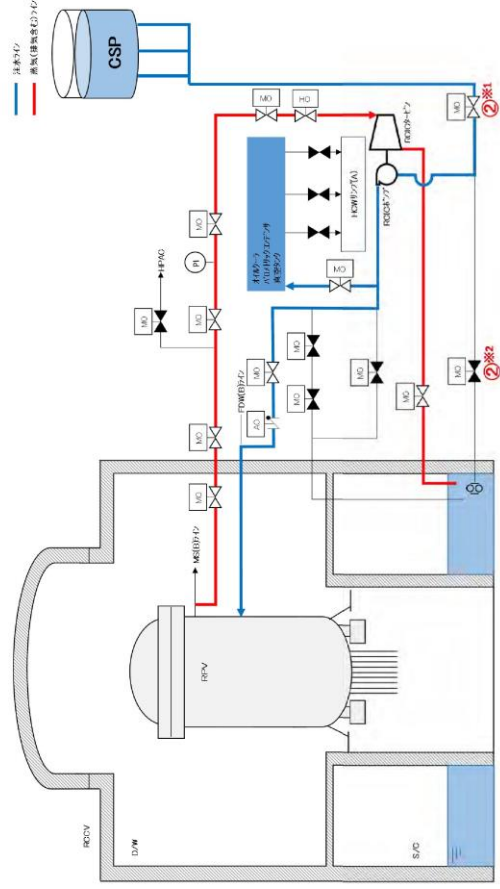


第 1.2-15 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図



第 1.2-14 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

備考
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑧の相違

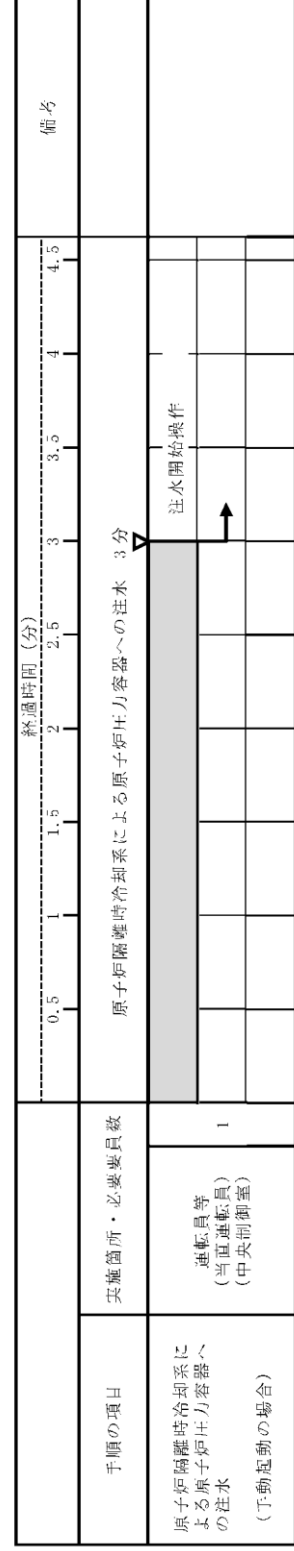
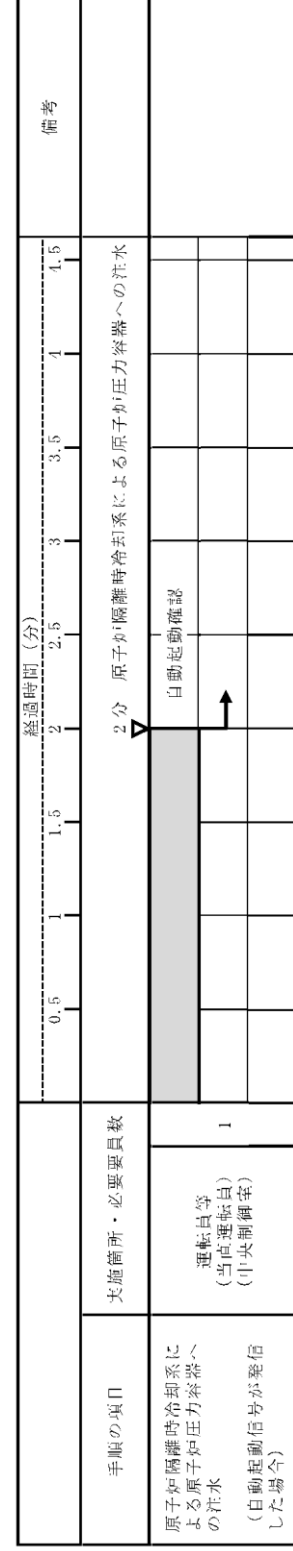


操作手順	弁名称
②※1	原子炉隔離時冷却復水貯蔵槽側吸込弁
②※2	原子炉隔離時冷却系サブプレッション・チェンバ・プール側吸込隔離弁

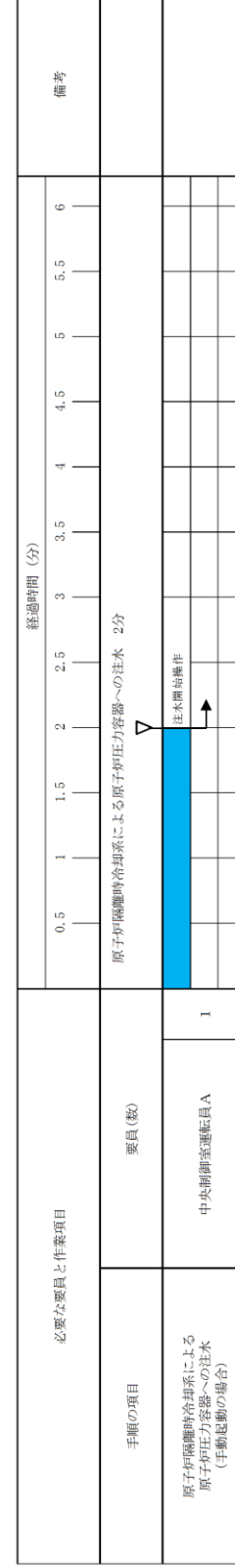
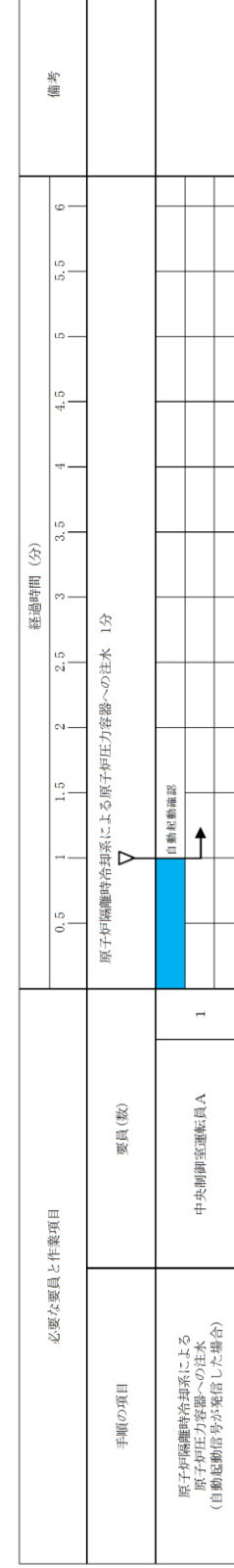
第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)
 (原子炉隔離時冷却系の水源切替え (サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽))

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、サブプレッション・チェンバと復水貯蔵タンクの水源地切り替え操作手順を技術的能力 1.13 に記載

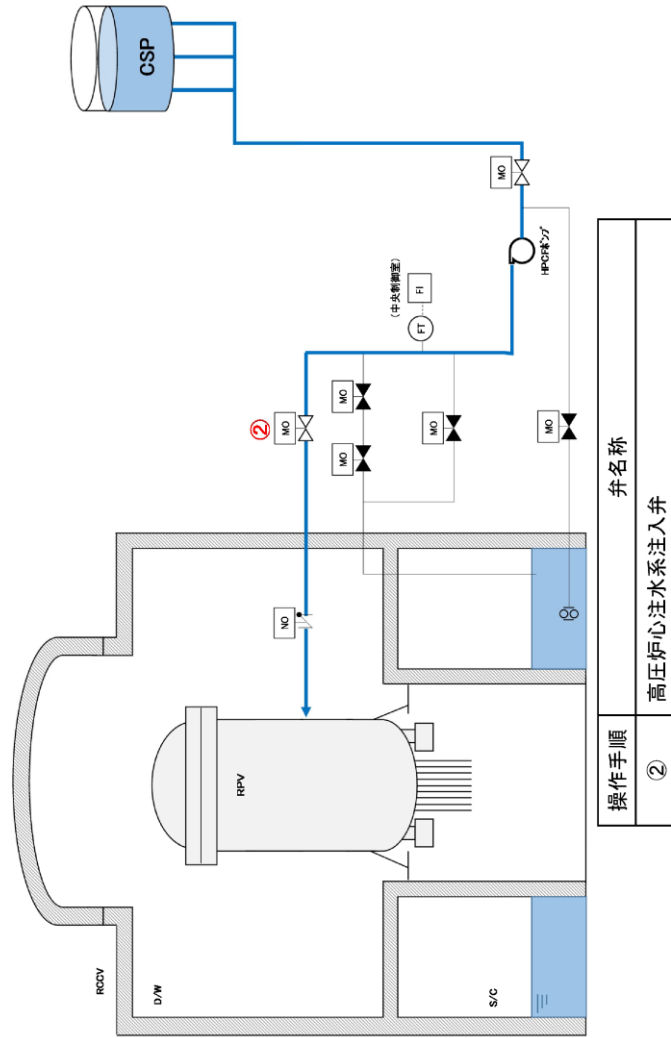
・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑮の相違



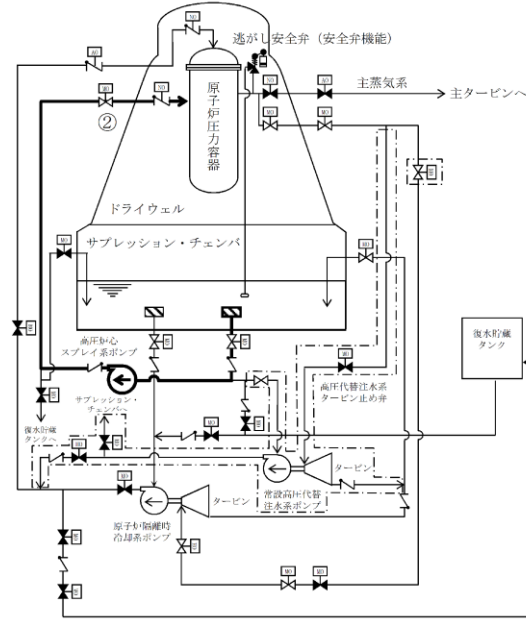
第 1.2-16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.2-15 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



第 1.2.17 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)
(高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水)

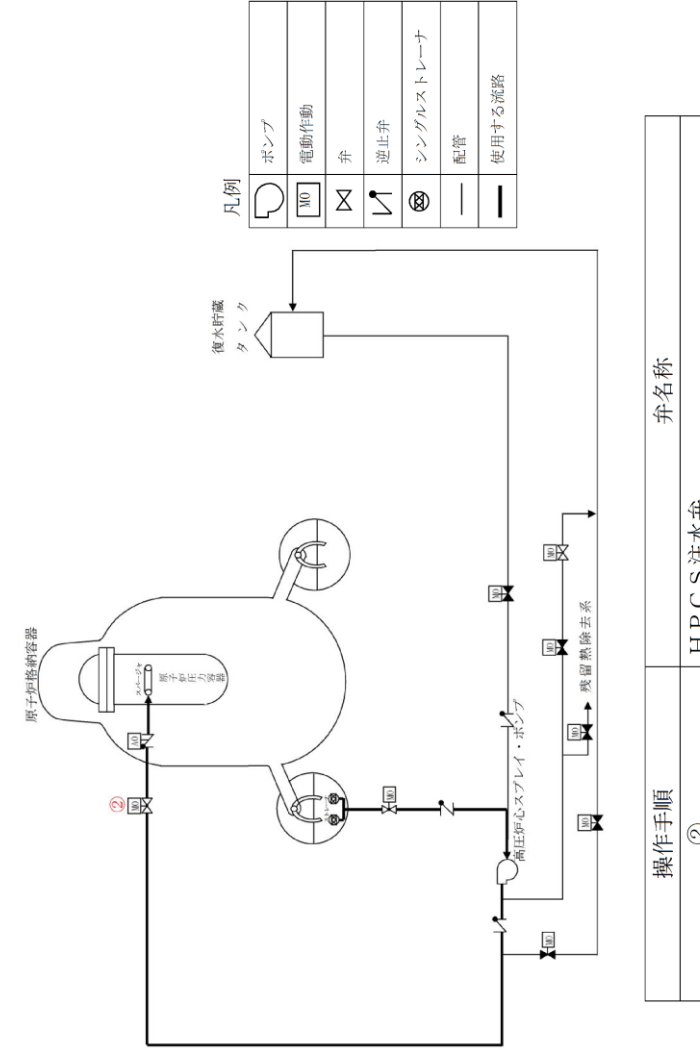


操作手順	弁名称
②	高圧炉心注水系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

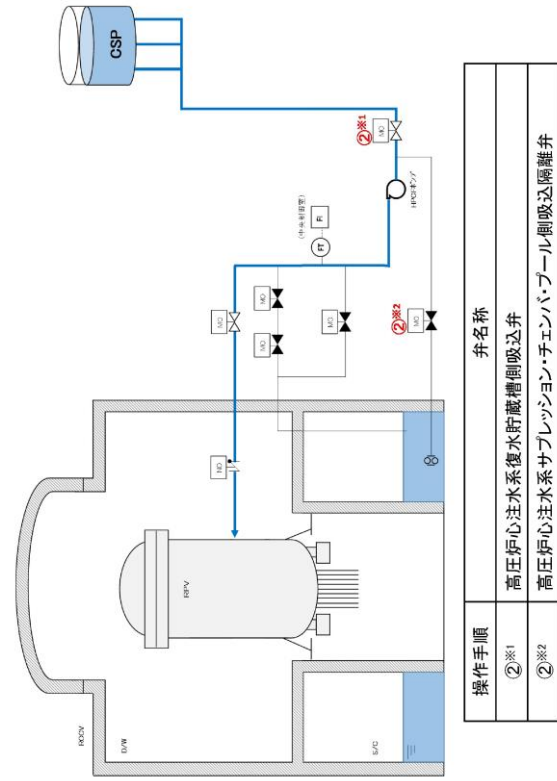
凡例	説明
⌚	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
HO	油圧駆動
⊗	弁
↯	逆止弁
⚡	逃がし安全弁
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.2-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図



第 1.2-16 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

備考
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑧の相違



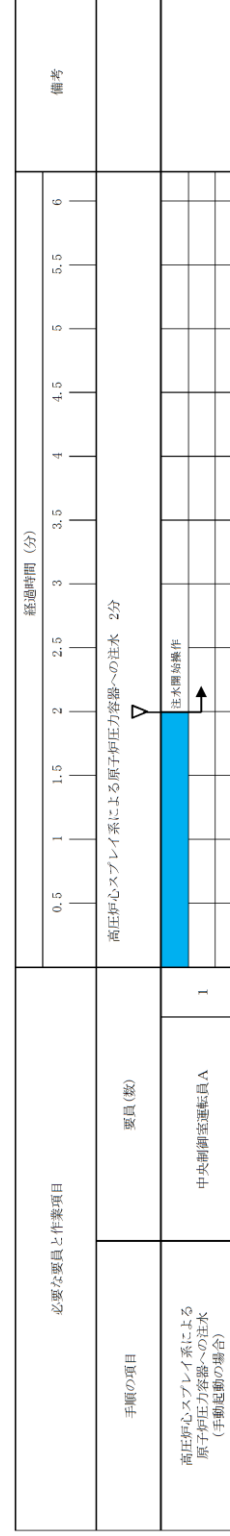
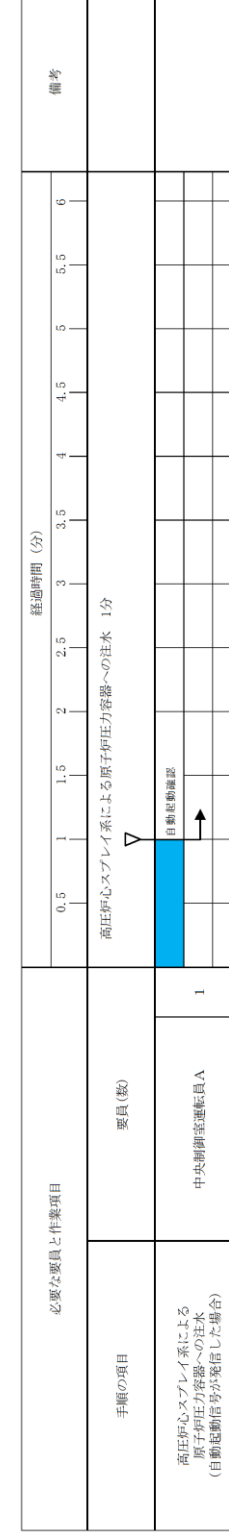
第1.2.17 図 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)
 (高圧炉心注水系の水源切替え (サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽))

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、サブプレッション・チェンバと復水貯蔵タンクの水源地切り替え操作手順を技術的能力 1.13 に記載

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑮の相違

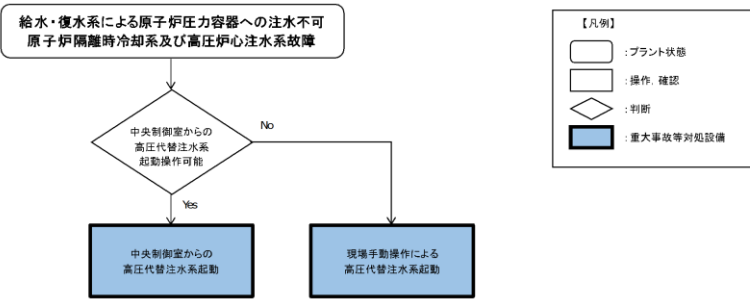


第 1.2-18 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

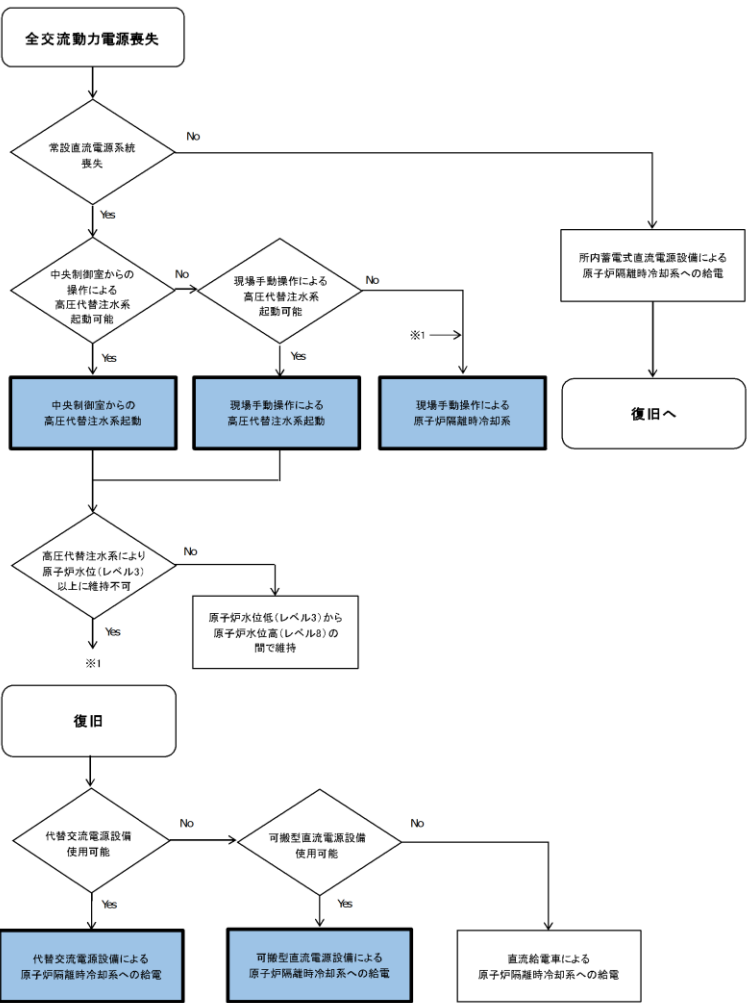


第 1.2-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

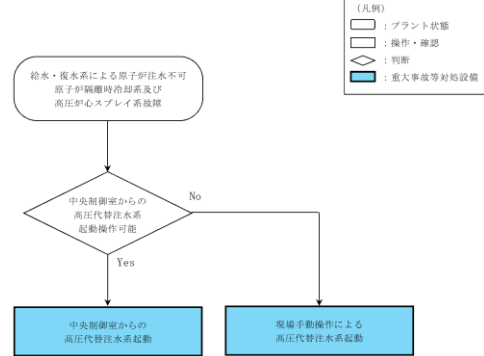


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



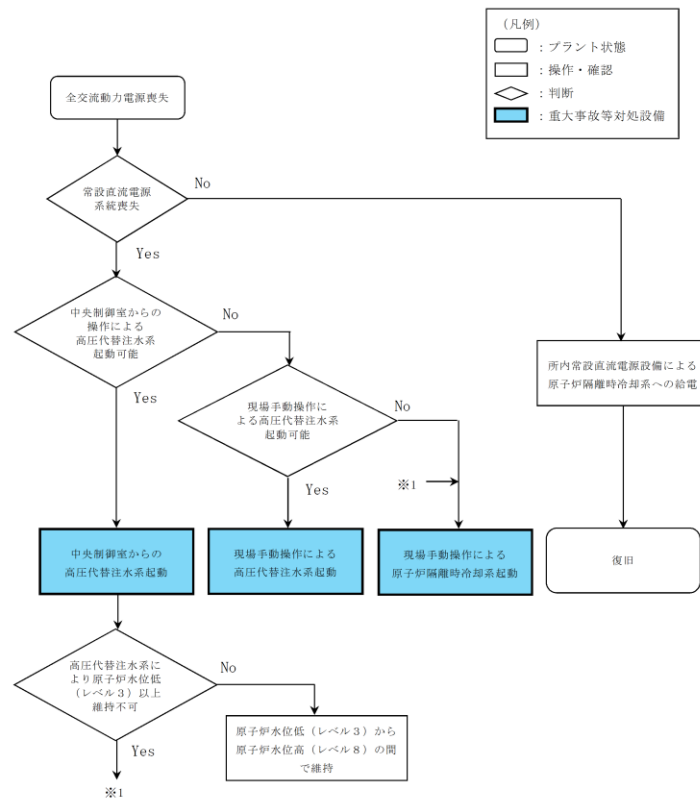
第1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



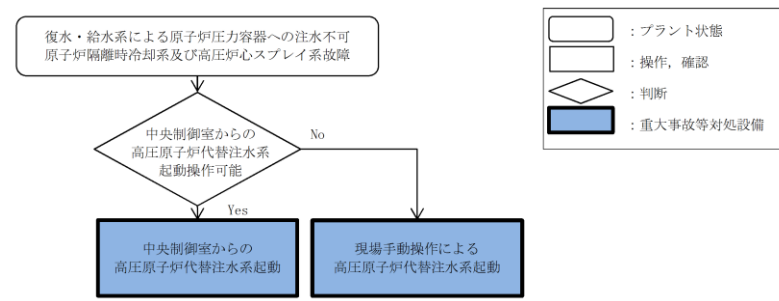
第1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/4)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)

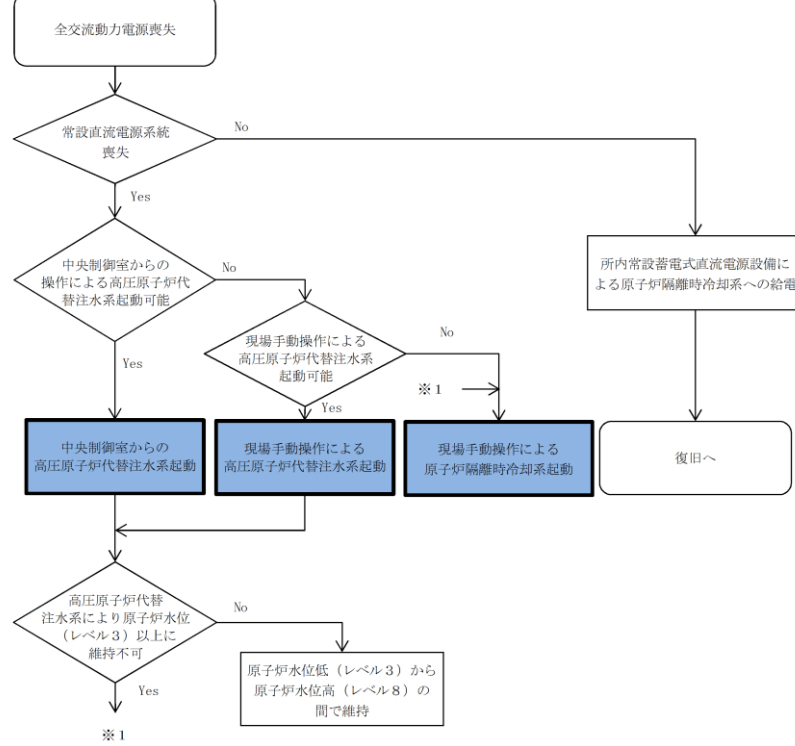


第1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



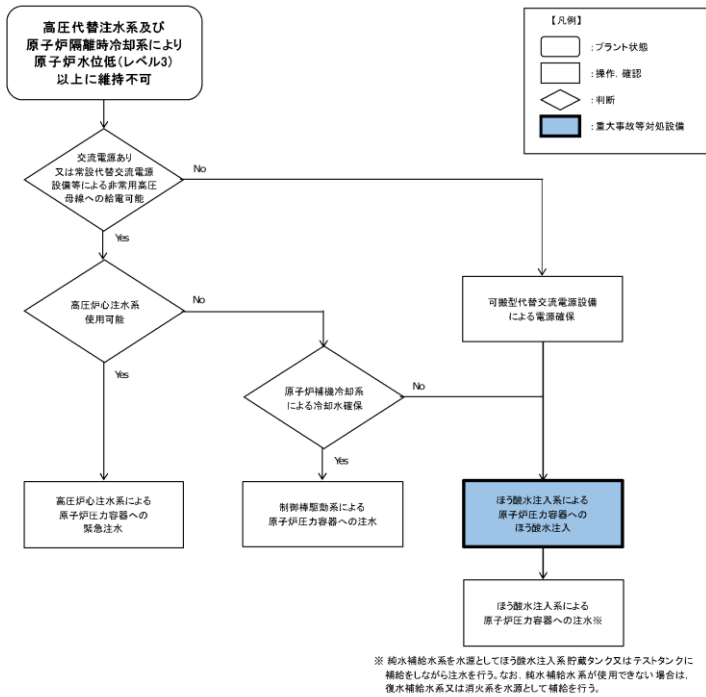
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



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)

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、サポート系故障時の復旧については、重大事故等時の対応手段選択 フローチャート (2/2) にて記載

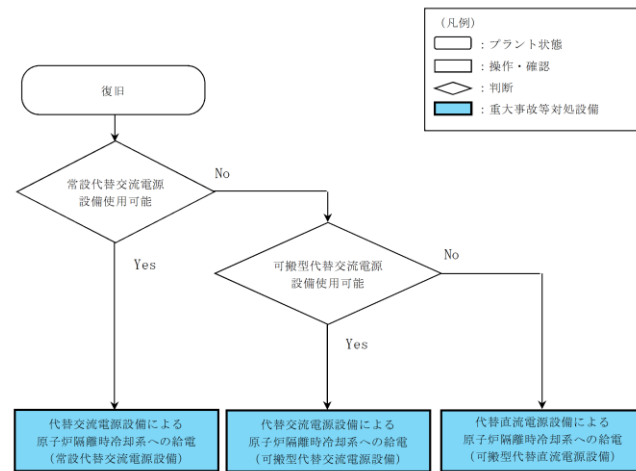
(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



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)

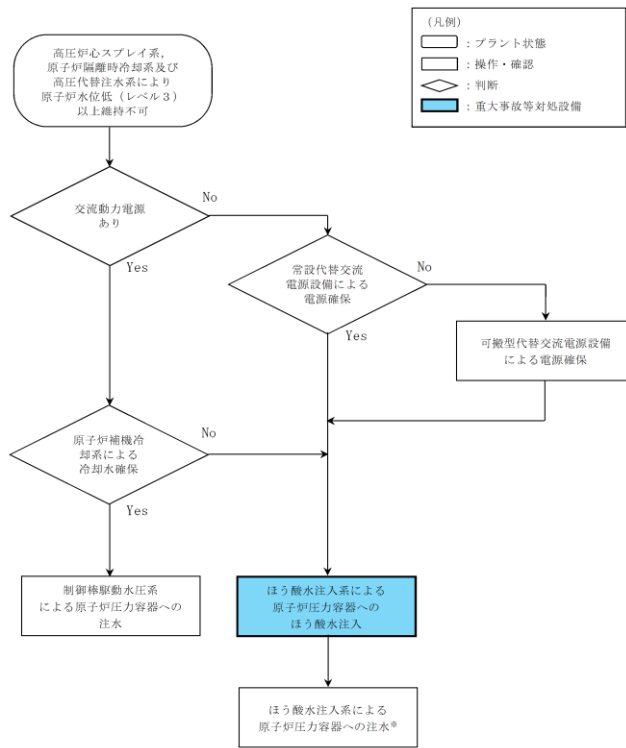
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/2)



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

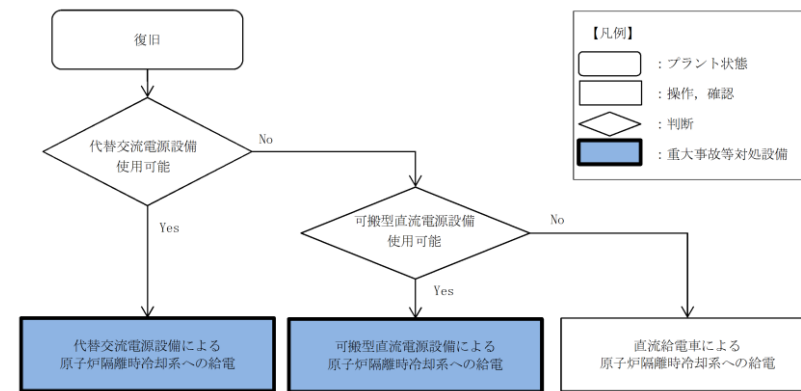
(3/4)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択

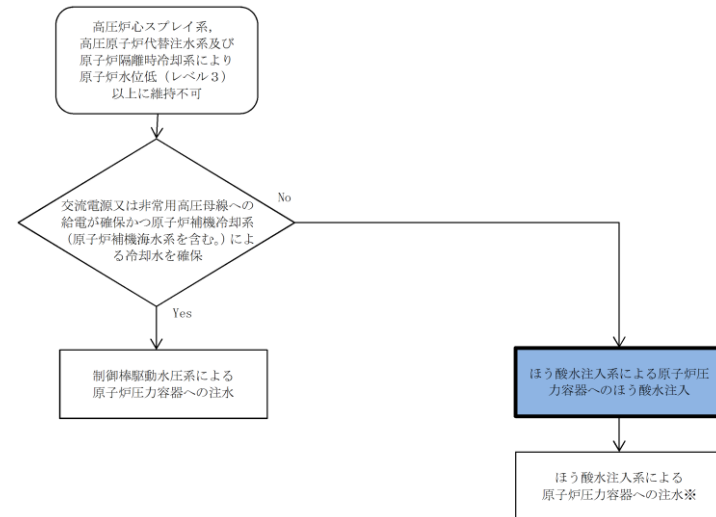


第 1.2-19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(4/4)



(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



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)

・設備の相違
 【柏崎 6/7】
 島根 2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない

【東海第二】
 ③の相違

・記載表現の相違
 【柏崎 6/7】
 柏崎 6/7 は、サポート系故障時の復旧については、重大事故等時の対応手段選択 フローチャート (1/2) にて記載

・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉のほう酸水注入系は、可搬型代替交流電源設備の負荷として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/6)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設/新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可能	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉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	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	後水貯蔵槽	既設		-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	主蒸気系配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設		-	-	-	-	-	-
	復水補給水系配管	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧炉心注水系配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-	-	-	-
	直流125V蓄電池A	既設		-	-	-	-	-	-
	直流125V充電器A	既設		-	-	-	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設		-	-	-	-	-	-
発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	後水貯蔵槽	既設		-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	既設		-	-	-	-	-	-
	復水補給水系配管	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉補機冷却系	既設		-	-	-	-	-	-
非常用交流電源設備	既設	-	-	-	-	-	-		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/9)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設/新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	既設	① ⑨	-	-	-
	逃がし安全弁(安全弁機能)	既設		-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設		-	-	-
	主蒸気系配管・弁	既設		-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設		-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-
	所内常設直流電源設備	既設		-	-	-
	非常用交流電源設備	既設		-	-	-
	燃料給油設備	既設		-	-	-
高圧炉心スプレイス系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイスポンプ	既設	① ⑨	-	-	-
	逃がし安全弁(安全弁機能)	既設		-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-
	高圧炉心スプレイス系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	既設		-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-
	高圧炉心スプレイスデューセル発電機用海水系	既設		-	-	-
	非常用交流電源設備	既設		-	-	-
燃料給油設備	既設	-	-	-		

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/9)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/新設	基準解釈 対応	機能	機器名称	常設/可能	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉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	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	主蒸気系配管	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉浄化系配管	既設		-	-	-	-	-	-
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-	-	-	-
	所内常設蓄電池式直流電源設備※1	既設		-	-	-	-	-	-
	非常用交流電源設備※1	既設		-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイス系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイスポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイス系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	既設		-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器	既設		-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイス補機冷却系	既設		-	-	-	-	-	-
非常用交流電源設備※1	既設	-	-	-	-	-	-		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段		自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水による水電用中央制御室からの冷却	高圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	復水供給水系配管	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)	既設							
	除水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	既設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	既設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵槽	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	復水供給水系配管	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	残留熱除去系配管・弁 (7号炉のみ)	既設							
	除水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設							
	復水貯蔵槽	既設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
原子炉隔離時冷却系の現場操作による	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレナ	既設							
	復水供給水系配管	既設							
	高圧炉心注水系配管・弁	既設							
	除水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	水中ポンプ	新設							
	ホース	新設							
	既設発電機	新設							
	燃料供給設備	既設							
	燃料供給設備	新設							

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備			
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称		
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	常設高圧代替注水ポンプ	新設	① ⑨	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設						
	サブプレッション・チェンバ	既設						
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設						
	主蒸気系配管・弁	既設						
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設						
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設						
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレナ	既設						
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設						
	原子炉圧力容器	既設						
	常設代替直流電源設備	新設						
	可搬型代替直流電源設備	新設						
	常設代替交流電源設備	新設						
	可搬型代替交流電源設備	新設						
	燃料給油設備	新設						
高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	常設高圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-
	高圧代替注水系タービン止め弁	新設						
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設						
	サブプレッション・チェンバ	既設						
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設						
	主蒸気系配管・弁	既設						
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設						
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設						
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレナ	既設						
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設						
	原子炉圧力容器	既設						

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備						
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解釈 対応	機能	機器名称	常設/ 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-	
	サブプレッション・チェンバ	既設								
	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設								
	主蒸気系 配管	既設								
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設								
	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナ	既設								
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設								
	原子炉浄化系 配管	既設								
	給水系 配管・弁・スパーージャ	既設								
	原子炉圧力容器	既設								
	常設代替直流電源設備 ※1	新設								
	可搬型代替直流電源設備 ※1	新設								
	常設代替交流電源設備 ※1	新設								
	可搬型代替交流電源設備 ※1	新設								
高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-	
	サブプレッション・チェンバ	既設								
	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設								
	主蒸気系 配管	既設								
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設								
	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設								
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナ	既設								
	原子炉浄化系 配管	既設								
	給水系 配管・弁・スパーージャ	既設								
	原子炉圧力容器	既設								

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は, 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動について, 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/9) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (4/6)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段		自主対策	
機能	機器名称	既設 新設	備考
①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	※1
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	既設	
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設	
	サブプレッション・チェンバ	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設	
	主蒸気系配管・弁	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設	
	高圧炉心注水系配管・弁	既設	
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設	
	原子炉圧力容器	既設	
	所内蓄電池直流電源設備	既設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	
①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	※1
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	既設	
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設	
	サブプレッション・チェンバ	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設	
	主蒸気系配管・弁	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設	
	高圧炉心注水系配管・弁	既設	
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設	
	原子炉圧力容器	既設	
	所内蓄電池直流電源設備	既設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	
	可搬型代替交流電源設備	新設	

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (4/9)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備			
手段	機器名称	既設 新設	備考	手段	機器名称	既設 新設	備考
原子炉隔離時冷却系への給電 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪	-	水中ポンプ	既設	-
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	既設			ホース	既設	
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設			仮設発電機	既設	
	サブプレッション・チェンバ	既設			燃料給油設備	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設					
	主蒸気系配管・弁	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	所内蓄電池直流電源設備	既設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
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	既設	①⑦⑧⑨	-			-
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設					
	サブプレッション・チェンバ	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設					
	主蒸気系配管・弁	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	所内常設直流電源設備	既設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
	燃料給油設備	新設					
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	既設	①⑦⑧⑨	-			-
	逃がし安全弁 (安全弁機能)	既設					
	サブプレッション・チェンバ	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設					
	主蒸気系配管・弁	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	所内常設直流電源設備	既設					
	可搬型代替直流電源設備	新設					
	燃料給油設備	新設					

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (4/9)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備			
機能	機器名称	既設 新設	備考	機能	機器名称	既設 新設	備考
原子炉隔離時冷却系への給電 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪	-	水中ポンプ	既設	-
	サブプレッション・チェンバ	既設			ホース	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設			仮設発電機	既設	
	主蒸気系配管	既設			燃料給油設備※1	既設	
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	所内蓄電池直流電源設備	既設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
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	既設	①⑦⑧⑨	-			-
	サブプレッション・チェンバ	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設					
	主蒸気系配管	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	所内常設蓄電池直流電源設備※1	新設					
	可搬型代替交流電源設備※1	新設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
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	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	①⑦⑧⑨	-			-
	サブプレッション・チェンバ	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設					
	主蒸気系配管	既設					
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設					
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設					
	原子炉圧力容器	既設					
	可搬型直流電源設備※1	新設					
	所内常設蓄電池直流電源設備※1	新設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

- ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違
- ・設備の相違
【東海第二】
③の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎6/7】
柏崎6/7は、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動について、審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (3/6) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段		自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	既設 新設	必要時間内に 検出可能か	対応可能な人数 で検出可能か	備考
高圧代替注水系(中央制御室高圧時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位(燃料域)	既設							
	原子炉水位(燃料域)	既設							
	原子炉水位(SA)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力(SA)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力(SA)	新設							
	高圧代替注水系系統流量	新設							
	復水器凝縮水位	既設							
高圧代替注水系(現場起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位(燃料域)	既設							
	原子炉水位(SA)	新設							
	可搬式原子炉水位計	新設							
	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン吸入圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン排気圧力	新設							
	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	新設							
	原子炉水位(広帯域)	既設							
	原子炉水位(燃料域)	既設							
原子炉隔離時冷却系の監視計器(現場起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位(燃料域)	既設							
	原子炉水位(SA)	新設							
	可搬式原子炉水位計	新設							
	原子炉隔離時冷却系タービン吸入圧力	既設							
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	既設							

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備						
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称					
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)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-					
	原子炉水位(燃料域)	既設									
	原子炉水位(SA広帯域)	新設									
	原子炉水位(SA燃料域)	新設									
	原子炉圧力	既設									
	原子炉圧力(SA)	新設									
	高圧代替注水系系統流量	新設									
	サプレッション・プール水位	既設									
	高圧代替注水系(現場起動時) の監視計器	原子炉水位(広帯域)					既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		原子炉水位(燃料域)					既設				高圧代替注水系タービン吸入圧力
原子炉水位(SA広帯域)		新設	高圧代替注水系タービン排気圧力								
原子炉水位(SA燃料域)		新設	常設高圧代替注水系ポンプ吸入圧力								
高圧代替注水系系統流量		新設	-								
可搬型計測器		新設	-								
原子炉隔離時冷却系の監視計器(現場起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	原子炉隔離時冷却系タービン吸入圧力					
	原子炉水位(燃料域)	既設				原子炉隔離時冷却系ポンプ吸入圧力					
	原子炉水位(SA広帯域)	新設				可搬型回転計					
	原子炉水位(SA燃料域)	新設				-					
	原子炉隔離時冷却系系統流量	既設				-					
	可搬型計測器	新設				-					

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備											
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	機能	機器名称	既設/ 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考						
高圧代替注水系(中央制御室起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑧	高圧代替注水系 (中央制御室起動時) 監視及び制御 (現場起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照						
	原子炉水位(燃料域)	既設													
	原子炉水位(SA)	新設													
	原子炉圧力	既設													
	原子炉圧力(SA)	新設													
	高圧代替注水系流量	新設													
	サプレッション・プール水位(SA)	既設													
	高圧代替注水系(現場起動時)	原子炉水位(広帯域)			既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑧				高圧代替注水系 (現場起動時) 監視及び制御 (現場起動時)	原子炉水位(燃料域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
		原子炉水位(SA)			新設										
		原子炉水位(可搬型計測器)			新設										
原子炉圧力		既設													
原子炉圧力(SA)		新設													
原子炉圧力(可搬型計測器)		新設													
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吸入圧力		-													
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入圧力		-													
原子炉隔離時冷却系の監視計器(現場起動時)	原子炉水位(広帯域)	既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑧	原子炉隔離時冷却系 (現場起動時) 監視及び制御 (現場起動時)	原子炉水位(燃料域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照						
	原子炉水位(SA)	新設													
	原子炉水位(可搬型計測器)	新設													
	原子炉圧力	既設													
	原子炉圧力(SA)	新設													
	原子炉圧力(可搬型計測器)	新設													

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対
処設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策				
機能	機器名称	既設/新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設/可搬	必要時限内に 使用可能な 機器/人数	備考
ほう酸水注入系による進展抑制 （ほう酸水注入）	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	ほう酸水注入系ポンプ	常設	（ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した場合の運転員への継続注水準備） 2名	自主対策とする理由は本文参照	
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設		ほう酸水注入系配管・弁	常設			
	高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	既設		高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	常設			
	原子炉圧力容器	既設		原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設		常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設		可搬型代替交流電源設備	可搬			
	制御棒駆動水ポンプ	常設		制御棒駆動水ポンプ	常設			
	復水貯蔵罐	常設		復水貯蔵罐	常設			
	制御棒駆動水圧系配管・弁	常設		制御棒駆動水圧系配管・弁	常設			
	復水補給水系配管・弁	常設		復水補給水系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	常設		原子炉圧力容器	常設			
原子炉補機冷却系	常設	原子炉補機冷却系	常設					
常設代替交流電源設備	常設	常設代替交流電源設備	常設					
可搬型代替交流電源設備	常設	可搬型代替交流電源設備	可搬					
高圧炉心注水系ポンプ	常設	高圧炉心注水系ポンプ	常設					
復水貯蔵罐	常設	復水貯蔵罐	常設					
高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	常設	高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	常設					
復水補給水系配管	常設	復水補給水系配管	常設					
原子炉圧力容器	常設	原子炉圧力容器	常設					
常設代替交流電源設備	常設	常設代替交流電源設備	常設					
可搬型代替交流電源設備	常設	可搬型代替交流電源設備	可搬					

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設/新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	既設	① ⑧ ⑨	-	ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設				逃がし安全弁（安全弁機能）
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				ほう酸水貯蔵タンク
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				ほう酸水注入系配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	燃料給油設備	新設				燃料給油設備
-	-	-	-	-	-	-
ほう酸水注入系による進展抑制 （ほう酸水注入）	-	-	-	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	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
	-	-	-	-		原子炉圧力容器
	-	-	-	-		補給水系配管・弁
	-	-	-	-		原子炉圧力容器
	-	-	-	-		原子炉補機冷却系
	-	-	-	-		非常用交流電源設備
	-	-	-	-		燃料給油設備

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備							
機能	機器名称	既設/新設	基準解釈 対応	機能	機器名称	常設/可搬	必要時限内に 使用可能な 機器/人数	備考			
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	既設	① ⑧ ⑨	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ	常設	15分	1人	自主対策とする理由は本文参照		
	ほう酸水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設					
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			制御棒駆動水圧系配管・弁	常設					
	高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ	既設			原子炉圧力容器	常設					
	原子炉圧力容器	既設			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設					
	常設代替交流電源設備※1	新設			常設代替交流電源設備※1	常設					
	代替所内電気設備※1	既設/新設			代替所内電気設備※1	常設					
	-	-			-	-				ほう酸水注入ポンプ	常設
	-	-			-	-				ほう酸水貯蔵タンク	常設
	-	-			-	-				ほう酸水注入系配管・弁	常設
	-	-			-	-				高圧炉心注水系配管（原子炉圧力容器内部）	常設
	-	-			-	-				復水輸送系	常設
-	-	-	-	消火系	常設						
-	-	-	-	補給水系	常設						
-	-	-	-	原子炉圧力容器	常設						
-	-	-	-	常設代替交流電源設備※1	常設						
-	-	-	-	代替所内電気設備※1	常設						

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

備考

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における対応設備の相違

・設備の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉のほう酸水注入系は、可搬型代替交流電源設備の負荷として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p align="center"><u>審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (7/9)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="937 275 1329 319">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th data-bbox="1335 275 1688 319">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="937 323 1329 793"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> </td> <td data-bbox="1335 323 1688 793"> 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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。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手段として、設計基準対象施設である逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧の状態を維持するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 798 1329 957"> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> </td> <td data-bbox="1335 798 1688 957"> <p align="center">—</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 961 1329 1289"> <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> </td> <td data-bbox="1335 961 1688 1289"> 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。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手段として、設計基準対象施設である逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧の状態を維持するために必要な手順等を整備する。	<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p align="center">—</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>	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。	<p align="center"><u>審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (7/9)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1724 254 2101 298">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th data-bbox="2107 254 2475 298">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1724 302 2101 579"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> </td> <td data-bbox="2107 302 2475 579"> 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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1724 583 2101 730"> <p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> </td> <td data-bbox="2107 583 2475 730"> <p align="center">—</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1724 735 2101 1012"> <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> </td> <td data-bbox="2107 735 2475 1012"> 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。	<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p align="center">—</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>	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の技術的能力審査基準における適合方針は、審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/6) ~ (6/6) にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑤の相違</p>
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																		
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。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手段として、設計基準対象施設である逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧の状態を維持するために必要な手順等を整備する。																		
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p align="center">—</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>	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。																		
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																		
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	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である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。																		
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p align="center">—</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>	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。																		

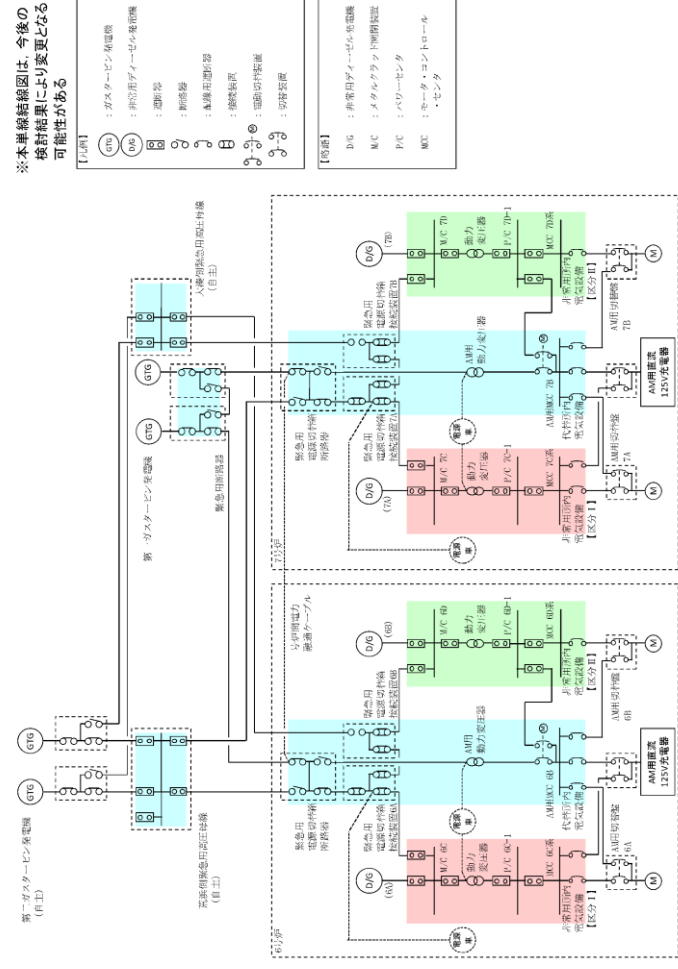
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (8/9)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。</td> <td>(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。</td> </tr> <tr> <td>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</td> <td>現場での人力による弁の操作により、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</td> </tr> <tr> <td>c) 監視及び制御 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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。	(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。	b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	現場での人力による弁の操作により、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	c) 監視及び制御 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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。	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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。	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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (8/9)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。</td> <td>(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。</td> </tr> <tr> <td>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</td> <td>現場での人力による弁の操作により、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</td> </tr> <tr> <td>c) 監視及び制御 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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。	(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。	b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	現場での人力による弁の操作により、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	c) 監視及び制御 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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。	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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。	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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7の技術的能力審査基準における適合方針は、審査基準、基準規則と対処設備との対応表(1/6)～(6/6)にて記載</p>
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																										
a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。	(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。																										
b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	現場での人力による弁の操作により、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。																										
c) 監視及び制御 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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。																										
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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。																										
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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。																										
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																										
a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) 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。	(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。																										
b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	現場での人力による弁の操作により、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。																										
c) 監視及び制御 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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。 なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。																										
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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する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ために必要な手順等を整備する。																										
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。	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等 (手順及び装備等) を整備する。																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (9/9)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(2) 復旧 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）</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td>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）</td> <td style="text-align: center;">対象外</td> </tr> <tr> <td>(3) 重大事故等の進展抑制 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）</td> <td>重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	(2) 復旧 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）	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	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）	対象外	(3) 重大事故等の進展抑制 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）	重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。	<p style="text-align: center;">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (9/9)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">技術的能力審査基準 (1.2)</th> <th style="width: 50%;">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(2) 復旧 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）</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td>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）</td> <td style="text-align: center;">対象外</td> </tr> <tr> <td>(3) 重大事故等の進展抑制 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）</td> <td>重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針	(2) 復旧 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）	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	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）	対象外	(3) 重大事故等の進展抑制 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）	重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 の技術的能力審査基準における適合方針は、審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/6) ~ (6/6) にて記載</p>
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																		
(2) 復旧 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）	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。																		
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）	対象外																		
(3) 重大事故等の進展抑制 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）	重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。																		
技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針																		
(2) 復旧 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）	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。																		
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）	対象外																		
(3) 重大事故等の進展抑制 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）	重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 2</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="943 310 1685 493"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震性</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>約 2,000m³ (1基当たり)</td> <td>—</td> <td>2基</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動水ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>46.3m³/h (1台当たり)</td> <td>823m</td> <td>2台</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m ³ (1基当たり)	—	2基	制御棒駆動水ポンプ	常設	Bクラス	46.3m ³ /h (1台当たり)	823m	2台	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 2</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 298 2475 556"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震クラス</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>2,000m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動水圧ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>31m³/h (1台当たり)</td> <td>1266m</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系 テストタンク</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>0.8m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³	—	1基	制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m ³ /h (1台当たり)	1266m	2台	ほう酸水注入系 テストタンク	常設	Cクラス	0.8m ³	—	1基	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、自主 対策設備の設備概要を 記載
機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数																																								
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m ³ (1基当たり)	—	2基																																								
制御棒駆動水ポンプ	常設	Bクラス	46.3m ³ /h (1台当たり)	823m	2台																																								
機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数																																								
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³	—	1基																																								
制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m ³ /h (1台当たり)	1266m	2台																																								
ほう酸水注入系 テストタンク	常設	Cクラス	0.8m ³	—	1基																																								

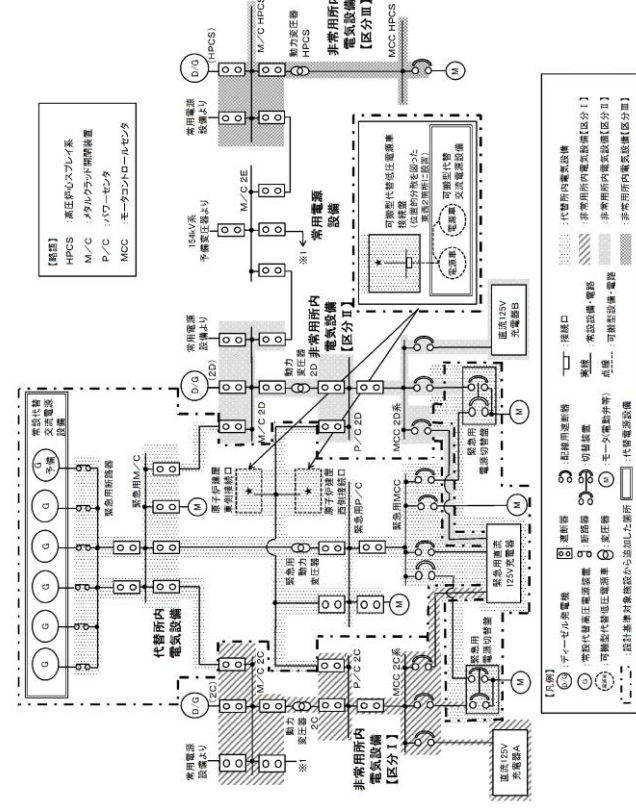
対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.2.2



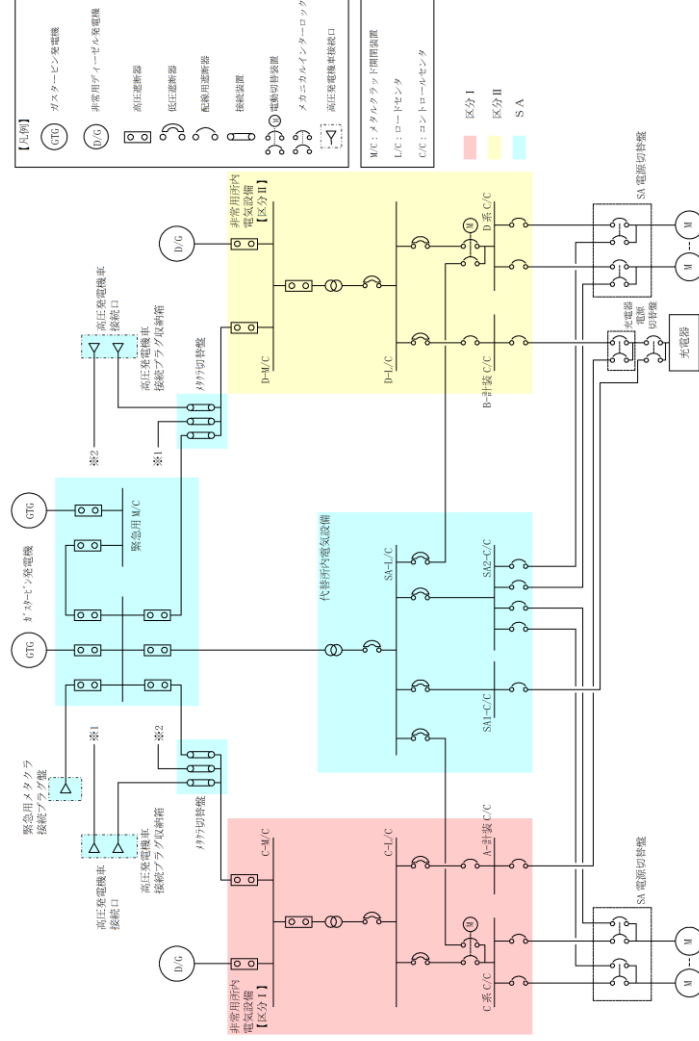
第1図 6号及び7号炉 電源構成図 (交流電源)

添付資料 1.2.3



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

添付資料 1.2.3

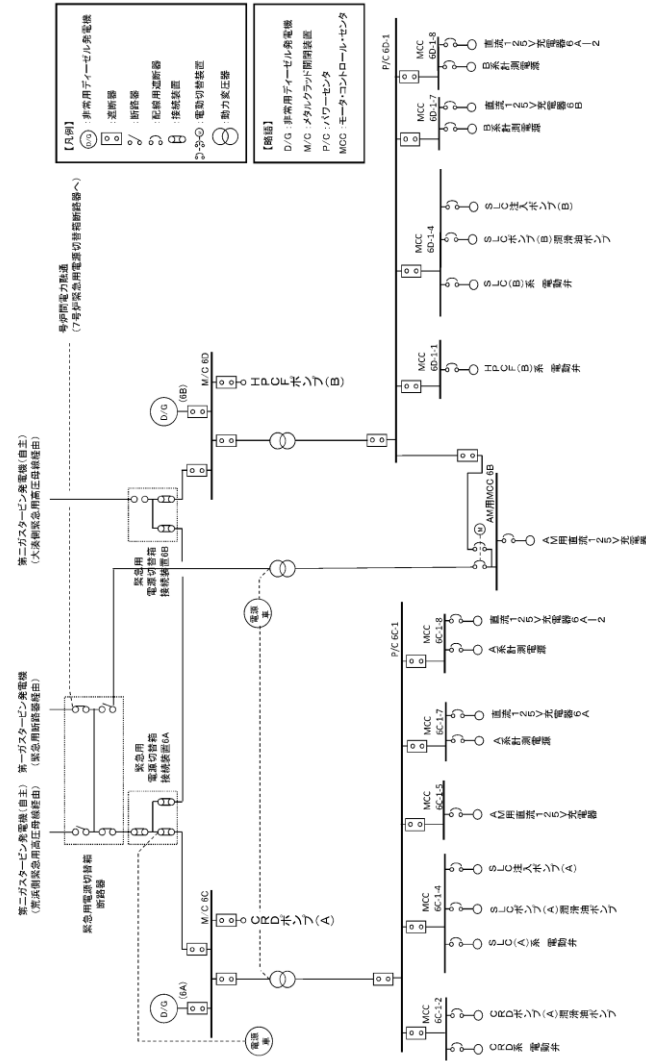


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

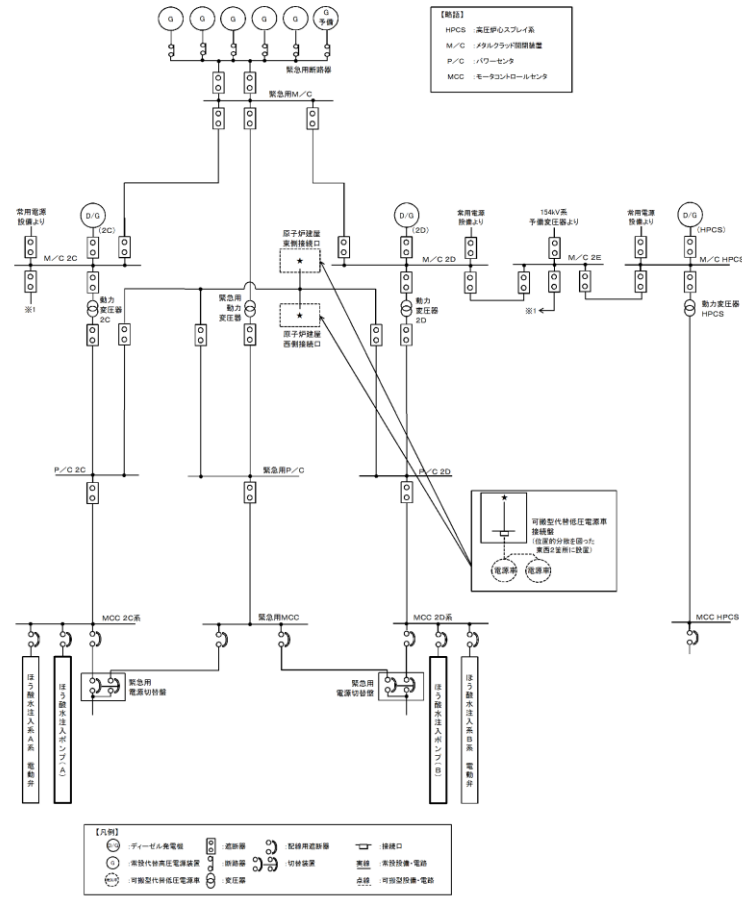
備考

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

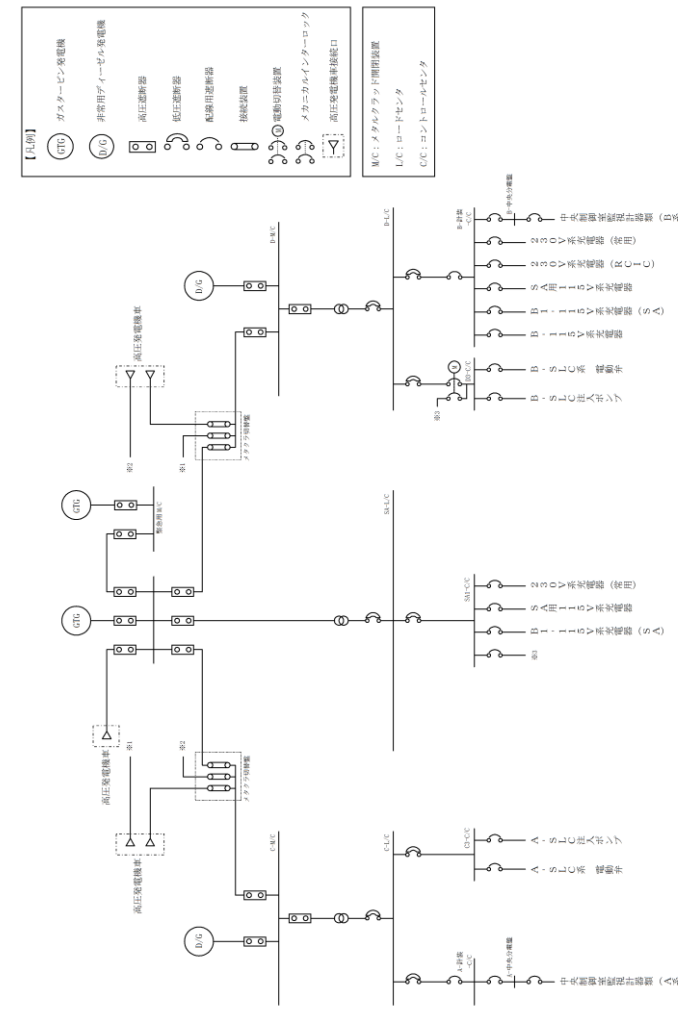
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手段の相違による
 供給対象設備の相違



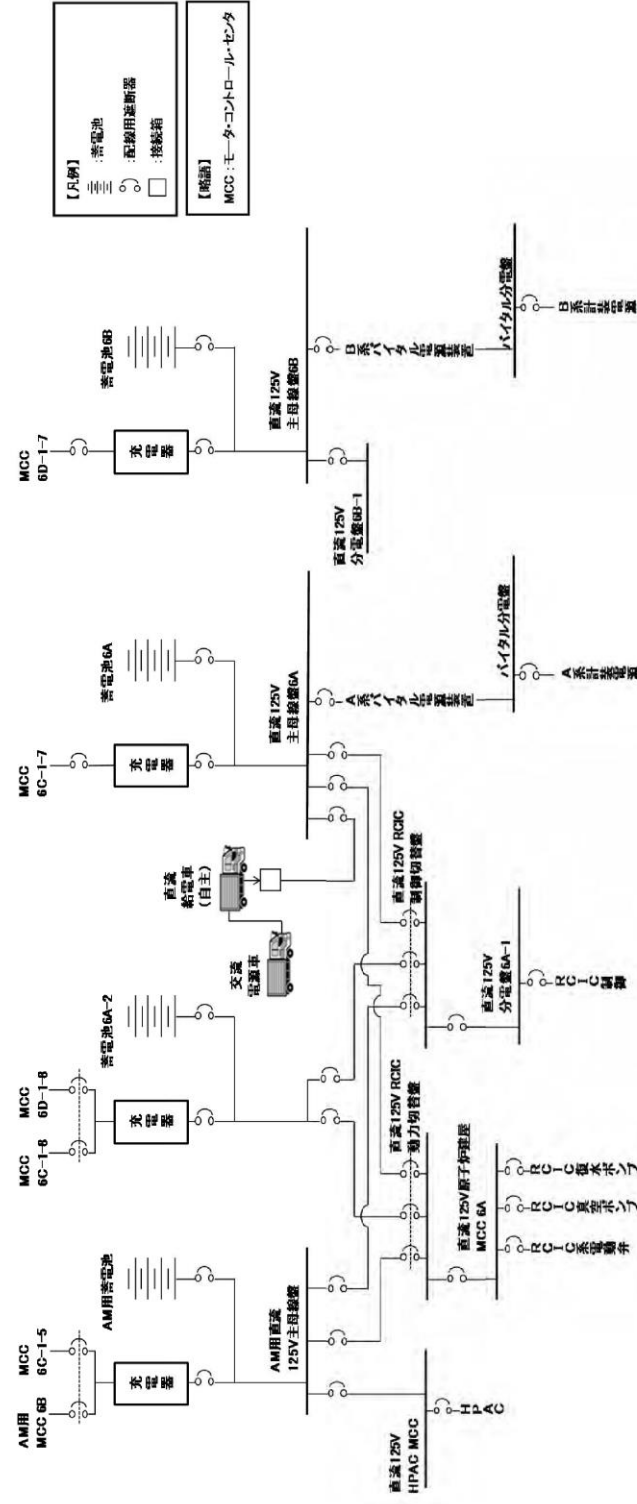
第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)



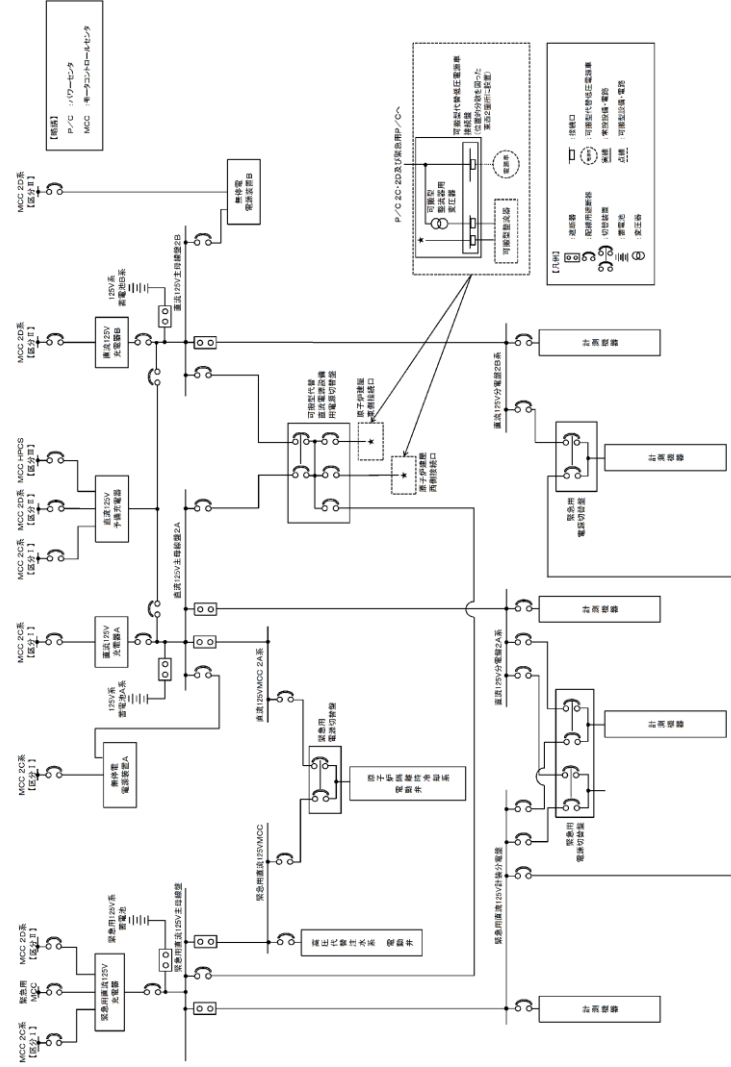
第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



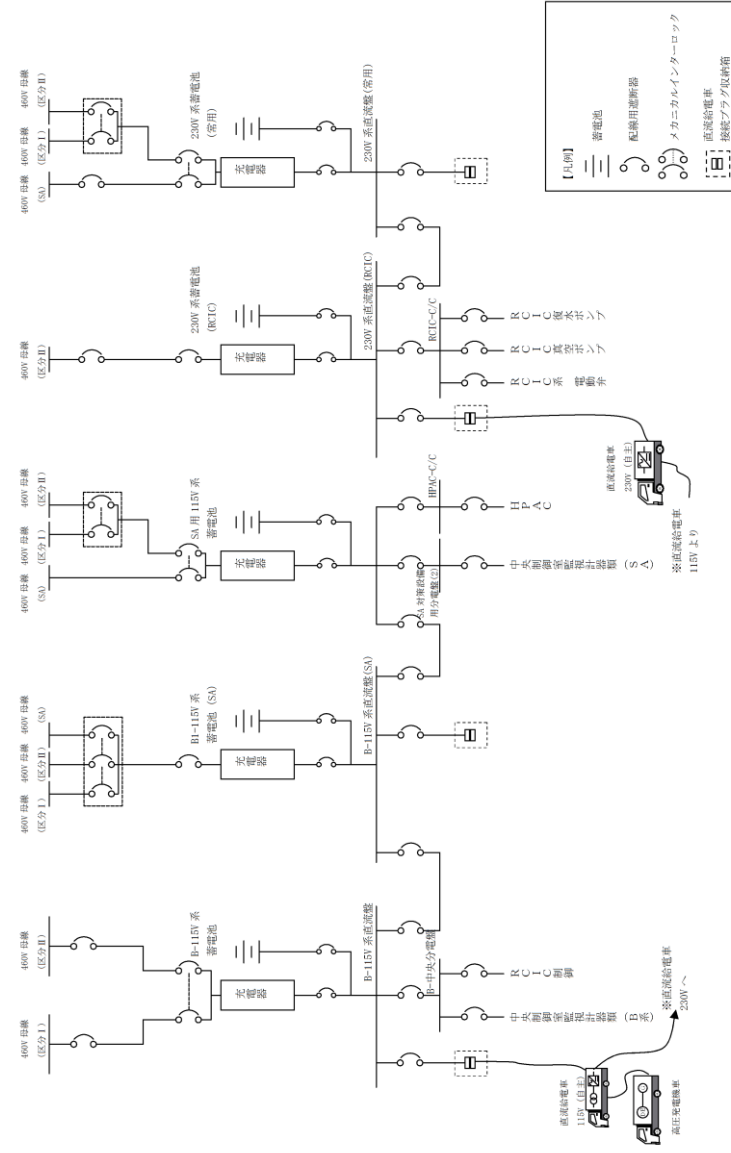
第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 6号炉電源構成図(直流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図(直流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図(直流電源)

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

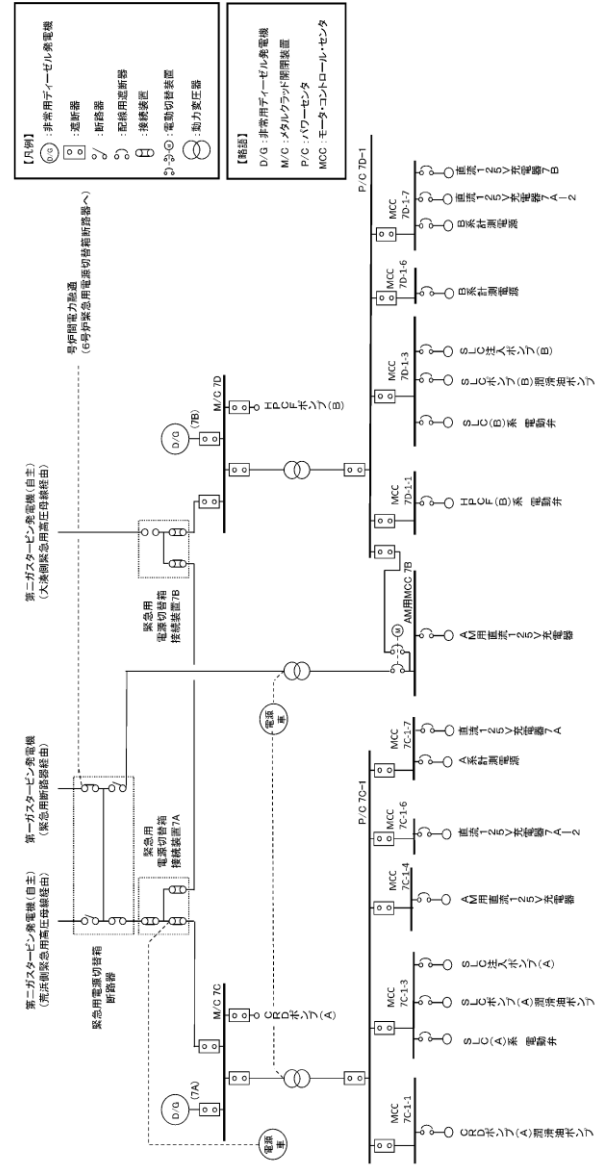
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、単独申請



第4図 7号炉 電源構成図 (交流電源)

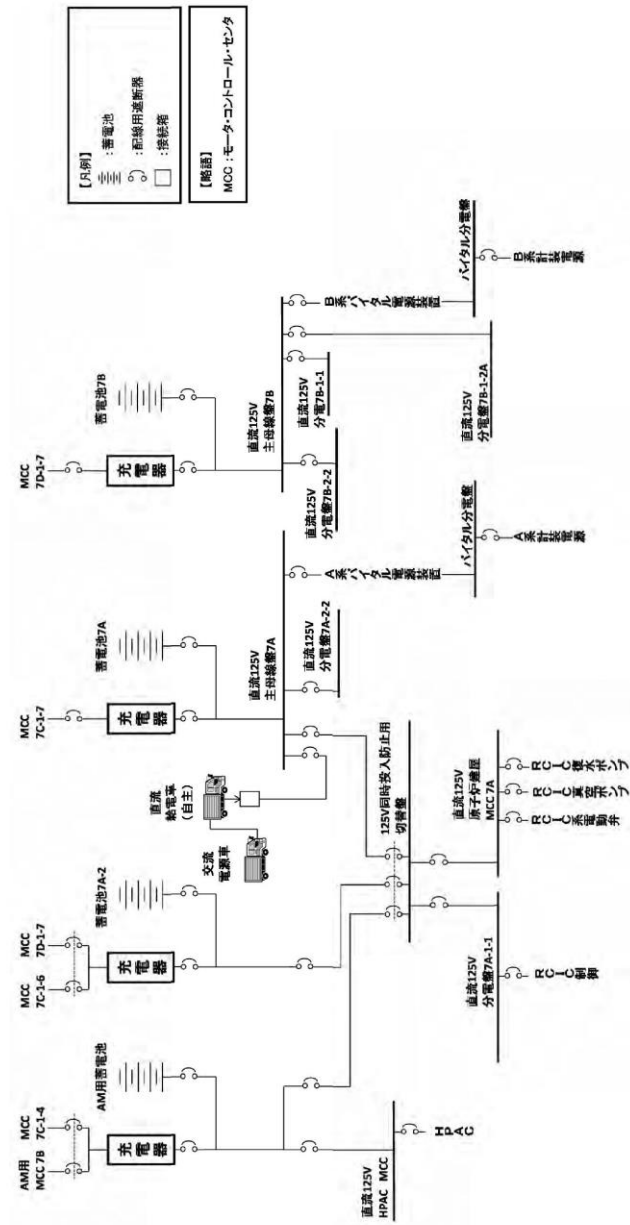
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



・設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、単独
 申請



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料1.2.3-1</p> <p>重大事故対策の成立性</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.2.4</p> <p>重大事故対策の成立性</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.2.4-1</p> <p>重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動</u></p> <p>(1) <u>中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>中央操作からの高圧原子炉代替注水系起動が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>制御室建物 4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u> <u>中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数：1名 (中央制御室運転員1名)</u> <u>想定時間：10分以内 (所要時間目安^{※1}：5分)</u> <u>※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●電源確認、高圧原子炉代替注水系起動：想定時間10分、所要時間目安5分</u> <u>・電源確保確認 (電動弁、監視計器)：所要時間目安2分 (中央制御室)</u> <u>・系統構成：所要時間目安2分 (中央制御室)</u> <u>・ポンプ起動：所要時間目安1分 (中央制御室)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境：常用照明消灯時においても、LEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u> <u>操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉 添付資料 1.2.4-2	備考
<p>1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(1) 高圧代替注水系現場起動</p> <p>a. 操作概要</p> <p>給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>原子炉建屋 地上1階、地下1階、地下2階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p>高圧代替注水系現場起動のうち、現場での高圧代替注水系の系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 2名 (現場運転員2名)</p> <p>想定時間 : 40分 (実績時間: 35分)</p>	<p>1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(1) 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>a. 操作概要</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地下2階及び原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに、現場手動による操作により系統構成を実施し、高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>原子炉建屋原子炉棟地下2階 (管理区域) 及び原子炉建屋原子炉棟4階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動における、現場での系統構成及び起動操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 4名 (運転員等 (当直運転員及び重大事故等対応要員) 4名)</p> <p>所要時間目安^{※1}: 58分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は58分以内)</p> <p>※1: 所要時間目安は、模擬により算定した時間</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【運転員等 (当直運転員及び重大事故等対応要員)】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系の移動: 47分 (移動経路: 中央制御室から原子炉建屋原子炉棟4階及び地下1階 (放射線防護具着用を含む)) 高圧代替注水系関連系統構成: 11分 (操作対象1弁: 原子炉建屋原 	<p>2. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</p> <p>(1) 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</p> <p>a. 操作概要</p> <p>現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動が必要な状況において、現場操作により系統構成を実施し、高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>原子炉建物原子炉棟 地下1階 (管理区域) 原子炉建物原子炉棟 地下2階 (管理区域) 廃棄物処理建物 1階 (非管理区域) (補助盤室)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 4名 (現場運転員4名)</p> <p>想定時間 : 35分以内 (所要時間目安^{※1}: 16分)</p> <p>※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【現場運転員A, B】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●可搬型計器接続 (原子炉圧力): 想定時間 20分, 所要時間目安 9分 ・移動: 所要時間目安 2分 (中央制御室から補助盤室) ・可搬型計測器接続: 所要時間目安 7分 (補助盤室) ●可搬型計器接続 (原子炉水位): 想定時間 10分, 所要時間目安 7分 	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、各要員の想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>バッテリー内蔵型LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト</u></p>	<p>子炉棟4階)</p> <p>・原子炉隔離時冷却系の移動: 41分*2 (移動経路: <u>中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地下2階 (放射線防護具着用を含む))</u>)</p> <p>・原子炉隔離時冷却系関連系統構成: 17分*2 (操作対象1弁: <u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u>)</p> <p>※2: <u>原子炉隔離時冷却系の移動及び原子炉隔離時冷却系関連系統構成と並行して行うため, 所要時間目安には含まれない。</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また, 操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具</u></p>	<p>・可搬型計測器接続: <u>所要時間目安7分 (補助盤室)</u></p> <p>【現場運転員C, D】</p> <p>●移動, 系統構成: <u>想定時間25分, 所要時間目安12分</u></p> <p>・移動: <u>所要時間目安6分 (移動経路: 中央制御室から原子炉建物原子炉棟地下1階)</u></p> <p>・系統構成: <u>所要時間目安1分 (操作対象1弁: 原子炉建物原子炉棟地下1階)</u></p> <p>・移動: <u>所要時間目安4分 (移動経路: 原子炉建物原子炉棟地下1階から原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>・系統構成: <u>所要時間目安1分 (操作対象1弁: 原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>●起動: <u>想定時間10分, 所要時間目安3分</u></p> <p>・移動: <u>所要時間目安2分 (移動経路: 原子炉建物原子炉棟地下2階内)</u></p> <p>・起動: <u>所要時間目安1分 (操作対象1弁: 原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) <u>補助盤室操作</u></p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p> <p>移動経路: <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性: <u>通常の端子リフト・接続操作であり, 容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段: <u>有線式通信設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <p>(b) <u>現場操作</u></p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 中央制御室操作, 現場操作を含めて成立性を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 使用する照明設備の</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路:<u>バッテリー内蔵型LED 照明</u>をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : 通常の弁操作であり, 容易に実施可能である。</p> <p>操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p> <p>連絡手段:<u>通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)</u>のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div data-bbox="305 1497 531 1665" style="text-align: center;">  <p>系統構成</p> </div> <div data-bbox="626 1497 851 1665" style="text-align: center;">  <p>高圧代替注水系 起動操作</p> </div> </div>	<p>(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, <u>タイベック</u>) を着用又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路 : <u>ヘッドライト又はLEDライト</u>を携行しており近接可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : <u>電動弁の手動ハンドル</u>による現場操作については, 操作に工具等は必要とせず, 手動弁と同様な操作であるため, 容易に実施可能である。また, <u>設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。</u></p> <p>連絡手段 : <u>携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS端末), 送受話器 (ページング)</u>のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。</p>	<p>操作は汚染の可能性を考慮し<u>防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)</u>を着用又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路 : <u>電源内蔵型照明</u>をアクセスルート上に配備していること, <u>ヘッドライト又は懐中電灯</u>を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : <u>電動弁の手動ハンドル</u>による現場操作については, 操作に工具等は必要とせず, 手動弁と同様な操作であるため, <u>通常の弁操作</u>であり, 容易に実施可能である。</p> <p>操作対象弁には, <u>暗闇でも識別し易いように反射テープ</u>を施している。</p> <p>連絡手段 : <u>有線式通信設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)</u>, <u>電力保安通信用電話設備</u>のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。</p>	<p>相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 1. 重大事故等対策添付資料 1. 0. 13 にて炉心損傷の徴候の有無に応じて適切な防護具の着用を判断 ・設備の相違 【東海第二】 使用する照明設備の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 操作対象弁に反射テープを施している

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 3-2</p> <p>2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系現場起動</p> <p>a. 操作概要</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、<u>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。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋 地上1階、地下1階、地下3階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動のうち、現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: <u>2名 (現場運転員 2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>90分 (実績時間: 80分)</u></p>	<p>2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(1) 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>a. 操作概要</p> <p>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動が必要な状況において、<u>原子炉建屋原子炉棟地下2階及び原子炉建屋原子炉棟4階まで移動するとともに、現場手動による操作により系統構成を実施し、原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟地下2階 (管理区域) 及び原子炉建屋原子炉棟4階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系における、現場での系統構成及び起動操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>4名 (運転員等 (当直運転員及び重大事故等対応要員) 4名)</u></p> <p>所要時間目安^{*1} : <u>125分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は125分以内)</u></p> <p>※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【運転員等 (当直運転員及び重大事故等対応要員)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動 : <u>45分 (移動経路 : 中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地下2階 (放射線防護具着用を含む))</u> <u>45分^{*2} (移動経路 : 中央制御室から原子炉建屋原子炉棟4階 (放射線防護具着用を含む))</u> 	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 4-3</p> <p>3. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(1) 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動が必要な状況において、現場操作により系統構成を実施し、原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>廃棄物処理建物 1階 (非管理区域) (補助盤室)</u> <u>原子炉建物原子炉棟 地下2階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>4名 (現場運転員 4名)</u></p> <p>想定時間 : <u>1時間以内 (所要時間目安^{*1} : 40分)</u></p> <p>※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【現場運転員 A, B】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●可搬型計測器接続 (原子炉圧力) : <u>想定時間 20分、所要時間目安 9分</u> ・移動 : <u>所要時間目安 2分 (移動経路 : 中央制御室から補助盤室)</u> ・可搬型計測器接続 : <u>所要時間目安 7分 (補助盤室)</u> ●可搬型計測器接続 (原子炉水位) : <u>想定時間 10分、所要時間目安 7分</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、各要員の想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>バッテリー内蔵型LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, 懐中電灯をバックアップとして携行している。</u></p>	<p>15分^{*2} (移動経路: <u>原子炉建屋原子炉棟4階から原子炉建屋原子炉棟地下2階</u>)</p> <p>・ <u>系統構成: 35分 (操作対象2弁: 原子炉建屋原子炉棟地下2階)</u></p> <p>10分^{*2} (操作対象1弁: <u>原子炉建屋原子炉棟4階</u>)</p> <p>・ <u>防護具着用: 20分 (自給式呼吸用保護具及び耐火服着用を含む)</u></p> <p>・ <u>注水操作: 25分 (操作対象1弁: 原子炉建屋原子炉棟地下2階)</u></p> <p>※2: <u>移動及び系統構成は並行して行うため, 所要時間目安には含まれない。</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, ヘッドライト又はLEDライトを携行している。</u></p>	<p>・ <u>可搬型計測器接続: 所要時間目安 7分 (補助盤室)</u></p> <p>【現場運転員 C, D】</p> <p>● <u>移動, 系統構成: 想定時間 25分, 所要時間目安 13分</u></p> <p>・ <u>移動: 所要時間目安 8分 (移動経路: 中央制御室から原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>・ <u>原子炉隔離時冷却系の冷却水確保: 所要時間目安 3分 (操作対象3弁: 原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>・ <u>系統構成: 所要時間目安 2分 (操作対象2弁: 原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>● <u>防護具着用: 想定時間 10分, 所要時間目安 10分</u></p> <p>・ <u>防護具着用: 所要時間目安 10分 (原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>● <u>起動操作: 想定時間 25分, 所要時間目安 17分</u></p> <p>・ <u>起動操作: 所要時間目安 17分 (操作対象2弁: 原子炉建物原子炉棟地下2階)</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) <u>補助盤室操作</u></p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p> <p>移動経路: <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること, ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性: <u>通常の端子リフト・接続操作であり, 容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段: <u>有線式通信設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <p>(b) <u>現場操作</u></p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p>	<p>備考</p> <p>・ <u>記載表現の相違</u></p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 中央制御室操作, 現場操作を含めて成立性を記載</p> <p>・ <u>設備の相違</u></p> <p>【東海第二】 使用する照明設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部から蒸気が漏えいするため、<u>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。</u>したがって、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時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。</u></p> <p>移動経路：<u>バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。</u>また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：<u>通常の弁操作であり、容易に実施可能である。</u></p> <p>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p> <p>連絡手段：<u>通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <div data-bbox="213 1606 819 1753"> </div> <div data-bbox="231 1759 774 1808"> <p>原子炉隔離時冷却系 起動操作 回転数確認 原子炉水位確認</p> </div>	<p>直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部から蒸気が漏えいするため、<u>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。</u>したがって、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時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火服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</u></p> <p>移動経路：<u>ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。</u>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：<u>電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段：<u>携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <div data-bbox="1187 1558 1436 1764"> </div> <div data-bbox="1187 1772 1436 1839"> <p>原子炉隔離時冷却系 起動操作</p> </div>	<p>直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部から蒸気が漏えいするため、<u>RCIC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、その後すみやかに退室する手順とする。</u>したがって、<u>RCICポンプ室入室時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、保護具（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。</u></p> <p>移動経路：<u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。</u>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：<u>電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p><u>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p>連絡手段：<u>有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <div data-bbox="1786 1535 2083 1759"> </div> <div data-bbox="1911 1759 1970 1787"> <p>弁操作</p> </div> <div data-bbox="2119 1535 2415 1759"> </div> <div data-bbox="2208 1759 2309 1787"> <p>回転数確認</p> </div>	<p>・設備の相違 【東海第二】 使用する照明設備の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、操作対象弁に反射テープを施している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理</p> <p>a. 操作概要</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場起動にて発生する水は、原子炉隔離時冷却系ポンプ室の機器ファンネルを経由して残留熱除去系ポンプ室(A)にある高電導度廃液系サンプ(A)に排出される。しかし、全交流動力電源喪失時は高電導度廃液系サンプ(A)の常設ポンプが運転できないため、仮設の水中ポンプを用いて排水を汲み上げることで、原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没することを防止する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>サービス建屋 屋外 廃棄物処理建屋 地上1階 (管理区域) 原子炉建屋 地下3階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動時における排水処理に必要な要員数、時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 4名 (緊急時対策要員4名) 想定時間 : 180分 (実績時間: 166分)</p>		<p>(2) 原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理</p> <p>a. 操作概要</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場起動にて発生する水は、R C I Cポンプ室の床ファンネルを経由してC-RHRポンプ室にあるRHR室床ドレンサンプタンクに排出される。しかし、全交流動力電源喪失時はRHR室床ドレンサンプタンクの常設ポンプが運転できないため、仮設の水中ポンプを用いて排水を汲み上げることで、原子炉隔離時冷却ポンプ本体が水没することを防止する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>原子炉建物 屋外 原子炉建物原子炉棟 1階 (管理区域) 原子炉建物原子炉棟 地下1階 (管理区域) 原子炉建物原子炉棟 地下2階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動時における排水処理に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 4名 (緊急時対策要員4名) 想定時間 : 1時間45分以内 (所要時間目安^{※1}: 1時間36分)</p> <p>※1: 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【緊急時対策要員2名】</p> <p>●移動、発電機設置: 想定時間40分、所要時間目安36分</p> <p>・移動: 所要時間目安34分 (移動経路: 緊急時対策所から原子炉建物原子炉棟1階)</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理手順の成立性を記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>排水先の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、各要員の想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>・発電機設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟1階）</p> <p>●電源盤運搬：想定時間10分，所要時間目安8分</p> <p>・電源盤運搬：所要時間目安6分（運搬経路：原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）</p> <p>・設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟地下2階）</p> <p>●ケーブル敷設：想定時間50分，所要時間目安49分</p> <p>・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下2階から原子炉建物原子炉棟1階）</p> <p>・ケーブル敷設：所要時間目安38分（原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）</p> <p>・ケーブル接続：所要時間目安7分（原子炉建物原子炉棟地下2階から原子炉建物 屋外）</p> <p>●発電機起動，水中ポンプ起動：想定時間5分，所要時間目安3分</p> <p>・発電機起動，水中ポンプ起動：所要時間目安3分（原子炉建物 屋外）</p> <p>【緊急時対策要員2名】</p> <p>●移動，発電機設置：想定時間40分，所要時間目安36分</p> <p>・移動：所要時間目安34分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建物原子炉棟1階）</p> <p>・発電機設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟1階）</p> <p>●水中ポンプ運搬：想定時間10分，所要時間目安8分</p> <p>・水中ポンプ運搬：所要時間目安6分（運搬経路：原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）</p> <p>・設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟地下2階）</p> <p>●資機材搬入：想定時間10分，所要時間目安10分</p> <p>・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下2階から原子炉建物原子炉棟1階）</p> <p>・資機材搬入：所要時間目安6分（搬入経路：原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路: <u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u></p> <p>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : <u>廃棄物処理建屋地上 1 階に配置する制御盤からの起動操作であり、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段: <u>通信連絡設備(送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <p>e. 排水が滞留することの影響について</p> <p>常設直流電源系統が健全である場合は、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプの潤滑油を冷却するた</p>		<p>階)</p> <p>●ホース敷設: <u>想定時間 40 分、所要時間目安 39 分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>扉開放、固縛: 所要時間目安 5 分(原子炉建物原子炉棟地下 2 階)</u> ・<u>ホース敷設: 所要時間目安 22 分(原子炉建物原子炉棟地下 2 階～原子炉建物原子炉棟地下 1 階)</u> ・<u>ホース接続: 所要時間目安 11 分(原子炉建物原子炉棟地下 2 階～原子炉建物原子炉棟地下 1 階)</u> ・<u>移動: 所要時間目安 1 分(移動経路: 原子炉建物原子炉棟地下 1 階から原子炉建物 屋外)</u> <p>●発電機起動: <u>想定時間 5 分、所要時間目安 3 分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>発電機起動、水中ポンプ起動: 所要時間目安 3 分(原子炉建物 屋外)</u> <p>d. <u>操作の成立性について</u></p> <p>作業環境: <u>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。</u></p> <p>移動経路: <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性 : <u>原子炉建物 屋外に配置する発電機からの起動操作であり、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段: <u>電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線通信設備のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</u></p> <p>e. <u>排水が滞留することの影響について</u></p> <p>常設直流電源系統が健全である場合は、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプの潤滑油を冷却するた</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>め、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側より冷却水を潤滑油冷却器に供給し、復水ポンプによりこの冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側に戻している。常設直流電源系統喪失時は復水ポンプの電源が喪失しているため、原子炉隔離時冷却系を現場にて起動する場合は、真空タンクドレン弁等を開操作し、潤滑油冷却器の冷却水を高電導度廃液系サンプ(A)に排水しながら原子炉隔離時冷却系を運転する必要がある。この排水を仮設の水中ポンプで処理しなかった場合、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に排水が滞留し、原子炉隔離時冷却系が水没することになる。</p> <p>したがって、排水の発生量、<u>高電導度廃液系サンプ(A)の体積</u>、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室及び残留熱除去系ポンプ室(A)の面積</u>等から保守的に一般的な機器が影響を受けないとされる機器のベースまで排水が滞留する時間を評価した。<u>機器のベースまでの空間体積が小さい6号炉の評価結果を以下に示す。</u></p> <p>【条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バロメトリックコンデンサ冷却水流量 :6000[kg/h] ・原子炉隔離時冷却系タービングランドシールからの漏えい量:28.9[kg/h] ・<u>高電導度廃液系サンプ(A)ピット上部空間体積(サンプタンクの体積は除く。):13[m³]</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室床面積:80[m²]</u> ・<u>残留熱除去系ポンプ室(A)床面積:124[m²]</u> <p>・原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さ :0.85[m]</p> <p>・SA 環境最高温度 66℃における飽和水比容積 :0.00102042[m³/kg]</p> <p>原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さまでの空</p>		<p>め、原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出側より冷却水を潤滑油冷却器に供給し、復水ポンプによりこの冷却水を原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込側に戻している。常設直流電源系統喪失時は復水ポンプの電源が喪失しているため、原子炉隔離時冷却系を現場にて起動する場合は、真空タンクドレン弁等を開操作し、潤滑油冷却器の冷却水をRHRポンプ室床ドレンサンプタンクに排水しながら原子炉隔離時冷却系を運転する必要がある。この排水を仮設の水中ポンプで処理しなかった場合、RCICポンプ室に排水が滞留し、原子炉隔離時冷却系が水没することになる。</p> <p>したがって、排水の発生量、RCICポンプ室の面積等から保守的に一般的な機器が影響を受けないとされる機器のベースまで排水が滞留する時間を評価した。評価結果を以下に示す。</p> <p>【条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バロメトリックコンデンサ冷却水流量 :6,000[kg/h] ・原子炉隔離時冷却系タービングランドシールからの漏えい量:7[kg/h] <p>・RCICポンプ室床面積:約160[m²]</p> <p>・原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さ:0.9[m]</p> <p>・SA 環境最高温度 66℃における飽和水比容積 :0.00102042[m³/kg]</p> <p>原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さまでの空間体</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、排水の影響を保守的に評価するため、サンプの体積及びサンプ設置箇所の部屋面積を考慮しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、排水の影響を保守的に評価するため、サンプの体積及びサンプ設置箇所の部屋面積を考慮しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>間体積 $13[m^3] + (80[m^2] + 124[m^2]) \times 0.85[m] = 186.4[m^3]$ 流入量 (体積流量) $(6000[kg/h] + 28.9[kg/h]) \times 0.00102042[m^3/kg] \doteq 6.15[m^3/h]$ 原子炉隔離時冷却系ベース高さ到達時間 $186.4[m^3] \div 6.15[m^3/h] \doteq 30.31[h] \rightarrow$ 約 30 時間 以上のことから、原子炉隔離時冷却系を現場で起動してから約30 時間までは排水の影響を受けることがなく、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 (24 時間) に対して十分に運転を継続することが可能である。</p> <div data-bbox="276 821 810 976" style="display: flex; justify-content: space-around;">    </div>		<p>積 $160[m^2] \times 0.9[m] = 144[m^3]$ 流入量 (体積流量) $(6000[kg/h] + 7[kg/h]) \times 0.00102042[m^3/kg] \doteq 6.13[m^3/h]$ 原子炉隔離時冷却系ベース高さ到達時間 $144[m^3] \div 6.13[m^3/h] \doteq 23.49[h] \rightarrow$ 約 23 時間 以上のことから、原子炉隔離時冷却系を現場で起動してから約 23 時間までは排水の影響を受けることがなく、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、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 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 2. 3-3</u></p> <p><u>3. 現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系起動における可搬式原子炉水位計接続</u></p> <p><u>(1) 可搬式原子炉水位計接続</u></p> <p><u>a. 操作概要</u> <u>現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の起動操作において、現場での原子炉圧力容器内の水位監視のため可搬式原子炉水位計を接続する。</u></p> <p><u>b. 作業場所</u> <u>原子炉建屋 地上 1 階, 地下 1 階, 地下 3 階 (管理区域)</u></p> <p><u>c. 必要要員数及び時間</u> <u>現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系起動のうち、可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数:2 名 (現場運転員 2 名)</u> <u>想定時間 :40 分 (実績時間:37 分)</u> <u>(実績時間は、原子炉建屋地下 3 階の可搬式原子炉水位計使用時の実績時間である。原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階の可搬式原子炉水位計は設置工事中のため実績時間なし。)</u></p> <p><u>d. 操作の成立性について</u> <u>作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具 (全面マスク、個人線量計、ゴム手袋) を装備して作業を行う。</u> <u>移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u> <u>アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p>			<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="240 212 890 289"><u>操作性</u> :一般的な端子操作とコネクタ接続であり, 容易に実施可能である。</p> <p data-bbox="240 300 890 468"><u>連絡手段</u>:通信連絡設備 (送受信器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</p> <div data-bbox="189 562 433 890">  </div> <p data-bbox="255 940 379 968">水位計接続</p> <div data-bbox="596 562 839 890">  </div> <p data-bbox="655 940 780 968">水位計接続</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">添付資料 1.2.4-4</p> <p>4. <u>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>(1) <u>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>中央操作からの制御棒駆動水圧系起動が必要な状況において、中央制御室操作により制御棒駆動水圧系を起動し、系統構成を実施し原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>制御室建物 4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u> <u>中央制御室からの制御棒駆動水圧系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数：1名 (中央制御室運転員1名)</u> <u>想定時間：15分以内 (所要時間目安^{※1}：6分)</u> <u>※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●電源、冷却水確保確認：想定時間5分、所要時間目安3分</u> <u>・電源、冷却水確保確認：所要時間目安3分 (中央制御室)</u> <u>●制御棒駆動水圧ポンプ起動、系統構成：想定時間10分、所要時間目安3分</u> <u>・ポンプ起動：所要時間目安1分 (中央制御室)</u> <u>・系統構成：所要時間目安2分 (操作対象2弁：中央制御室)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境：常用照明消灯時においても、LEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u> <u>操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 3-4</p> <p>4. 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>(1) <u>現場での系統構成、注水操作</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>高圧炉心注水系の機能喪失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、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水が行えるよう、系統構成（ほう酸水注入系テストタンク使用の場合は現場での注水操作を含む）を実施する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋 地上 3 階（管理区域）</u></p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水のうち、<u>現場での系統構成、注水操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数：<u>2 名（現場運転員 2 名）</u></p> <p>想定時間：<u>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場合 65 分（実績時間：62 分）</u> <u>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場合 75 分（実績時間：72 分）</u></p>	<p>3. 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>(1) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）</p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟5階まで移動するとともに、系統構成を実施し、純水系によりほう酸水貯蔵タンクに補給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟5階（管理区域）</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）における、<u>現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数：<u>2名（運転員等（当直運転員）2名）</u></p> <p>所要時間目安：<u>60分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は60分以内）</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 4-5</p> <p>5. 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>(1) <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水（継続注水）</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水（継続注水）が必要な状況において、中央制御室及び現場操作により系統構成を実施し、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行う。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）</u> <u>原子炉建物原子炉棟 3階（管理区域）</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水に必要な要員数、<u>想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数：<u>3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）</u></p> <p>想定時間：<u>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場合1時間以内（所要時間目安*1：37分）</u> <u>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場合1時間15分以内（所要時間目安*1：41分）</u></p> <p>※1：<u>所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、テストタンクを使用した原子炉注水を整備していない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ほう酸水貯蔵タンクへの水張りが補給水系、消火系及び復水輸送系で可能</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、テストタンクを使用した原子炉注水を整備していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p>	<p>d. 操作の成立性について</p>	<p>【中央制御室運転員】 ●電源確認，復水輸送ポンプ運転確認：想定時間 5 分， 所要時間目安 4 分 ・電源確認，復水輸送ポンプ運転確認：所要時間目安 4 分（中央制御室）</p> <p>【現場運転員 B，C】 ●移動，ホース敷設：想定時間 35 分，所要時間目安 25 分 ・移動：所要時間目安 8 分（移動経路：中央制御室か ら原子炉建物原子炉棟 3 階） ・ホース敷設，接続：所要時間目安 7 分（原子炉建物 原子炉棟 3 階） ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原 子炉棟 3 階内） ・ホース敷設，接続：所要時間目安 7 分（原子炉建物 原子炉棟 3 階）</p> <p>●系統構成，タンク水張り：想定時間 30 分，所要時間目 安 12 分 ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原 子炉棟 3 階内） ・系統構成：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子 炉建物原子炉棟 3 階） ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原 子炉棟 3 階内） ・テストタンク水張り：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階） ・テストタンク水張り停止：所要時間目安 2 分（操作 対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）</p> <p>●ほう酸水注入ポンプ起動，注水開始：想定時間 10 分， 所要時間目安 4 分 ・ほう酸水注入ポンプ起動，注水開始：所要時間目安 4 分（原子炉建物原子炉棟 3 階）</p> <p>d. 操作の成立性について <u>(a) 中央制御室操作</u> <u>作業環境：常用照明消灯時においても，LEDライト</u> <u>(三脚タイプ)，LEDライト(ランタン</u></p>	<p>東海第二は，テスト タンクを使用した原子 炉注水を整備していな い</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は，中央</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>作業環境:<u>バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。</u>また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路:<u>バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。</u>また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。 操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p> <p>ホース接続はカプラ接続であり容易に実施可能である。</p> <p>連絡手段:<u>通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p>	<p>作業環境:常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、<u>タイベック</u>)を着用又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路:ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 :通常の弁操作であり容易に操作可能である。 <u>また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。</u></p> <p>連絡手段:<u>携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器(ページング)のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	<p><u>タイプ)及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p>操作性 :<u>操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>(b)現場操作</p> <p>作業環境:<u>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。</u>また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、<u>汚染防護服</u>)を着用又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路:<u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。</u>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 :通常の弁操作であり、容易に操作可能である。 <u>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p><u>ホース接続はカプラ接続であり容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段:<u>有線式通信設備、所内通信連絡設備(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	<p>制御室操作、現場操作を含めて成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 使用する照明設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 使用する照明設備の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、操作対象弁に反射テープを施している</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ほう酸水貯蔵タンクへの水張りを復水輸送系で行う場合にホース接続を実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="290 237 736 831" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="460 863 611 894">ホース接続</p> <p data-bbox="154 930 299 961">(2)受電操作</p> <p data-bbox="195 978 329 1010">a. 操作概要</p> <p data-bbox="228 1020 884 1142"><u>ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を行う際、注水に必要なポンプ及び電動弁の電源を確保する。</u></p> <p data-bbox="195 1199 329 1230">b. 作業場所</p> <p data-bbox="255 1241 685 1272"><u>原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p data-bbox="195 1335 463 1367">c. 必要要員数及び時間</p> <p data-bbox="228 1377 884 1499"><u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水のうち、現場での受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p data-bbox="255 1514 685 1545"><u>必要要員数:2名 (現場運転員2名)</u></p> <p data-bbox="255 1556 685 1587"><u>想定時間 :15分 (実績時間:12分)</u></p> <p data-bbox="195 1650 492 1682">d. 操作の成立性について</p> <p data-bbox="228 1692 908 1902"><u>作業環境:バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があるこ</u></p>		<div data-bbox="1863 247 2356 621" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1991 737 2142 768">ホース接続</p>	<p data-bbox="2516 930 2783 1094">・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源確保を1.14にて整理</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>とから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</p> <p>移動経路: <u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u></p> <p><u>アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性 : <u>通常の受電操作であり、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段: <u>通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div data-bbox="175 955 516 1209">  </div> <div data-bbox="546 955 887 1209">  </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 5px;"> <div data-bbox="290 1218 385 1245">受電操作</div> <div data-bbox="670 1218 765 1245">受電確認</div> </div>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 4 - 6</p> <p>6. 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) 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>a. 操作概要</p> <p>中央操作からの原子炉隔離時冷却系起動が必要な状況において、中央制御室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の注水を実施する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>制御室建物 4階 (非管理区域) (中央制御室)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>中央制御室からの原子炉隔離時冷却系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数：1名 (中央制御室運転員1名)</p> <p>想定時間：自動起動信号が発信した場合1分以内 (所要時間目安^{*1}：20秒)</p> <p>手動起動の場合2分以内 (所要時間目安^{*1}：40秒)</p> <p>※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>[自動起動信号が発信した場合]</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <p>●自動起動確認：想定時間1分、所要時間目安20秒</p> <p>・自動起動確認：所要時間目安20秒 (中央制御室)</p> <p>[手動起動の場合]</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <p>●注水開始操作：想定時間2分、所要時間目安40秒</p> <p>・起動操作：所要時間目安20秒 (中央制御室)</p> <p>・起動確認：所要時間目安20秒 (中央制御室)</p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においても、LEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため, 容易に実施可能である。</u></p>	

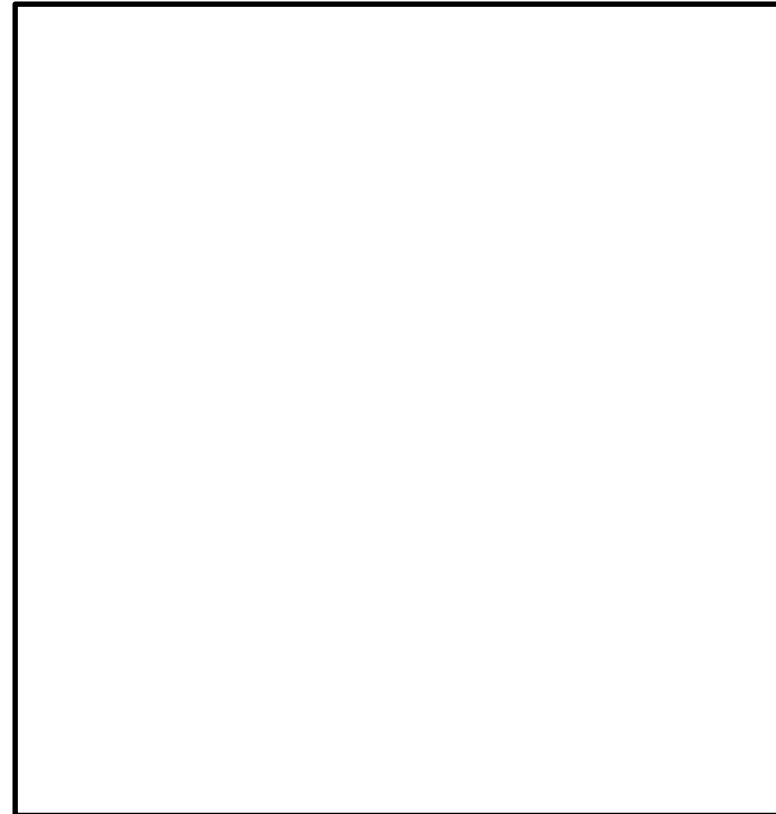
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;">添付資料 1.2.4-7</p> <p>7. <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>(1) <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>中央操作からの高圧炉心スプレイ系起動が必要な状況において、中央制御室操作により高圧炉心スプレイ系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>制御室建物 4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u> <u>中央制御室からの高圧炉心スプレイ系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数：1名 (中央制御室運転員1名)</u> <u>想定時間：自動起動信号が発信した場合1分以内 (所要時間目安^{*1}：20秒)</u> <u>手動起動の場合2分以内 (所要時間目安^{*1}：40秒)</u> <u>※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>[自動起動信号が発信した場合]</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●自動起動確認：想定時間1分、所要時間目安20秒</u> <u>・自動起動確認：所要時間目安20秒 (中央制御室)</u></p> <p><u>[手動起動の場合]</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●注水開始操作：想定時間2分、所要時間目安40秒</u> <u>・起動操作：所要時間目安20秒 (中央制御室)</u> <u>・起動確認：所要時間目安20秒 (中央制御室)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境：常用照明消灯時においても、LEDライト (三脚タイプ)、LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p>	

添付資料 1.2.5

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（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）及び原子炉水位（SA燃料域）について、使用用途と校正条件を整理する。



第1図 原子炉水位計の指示範囲

第1表 原子炉水位計

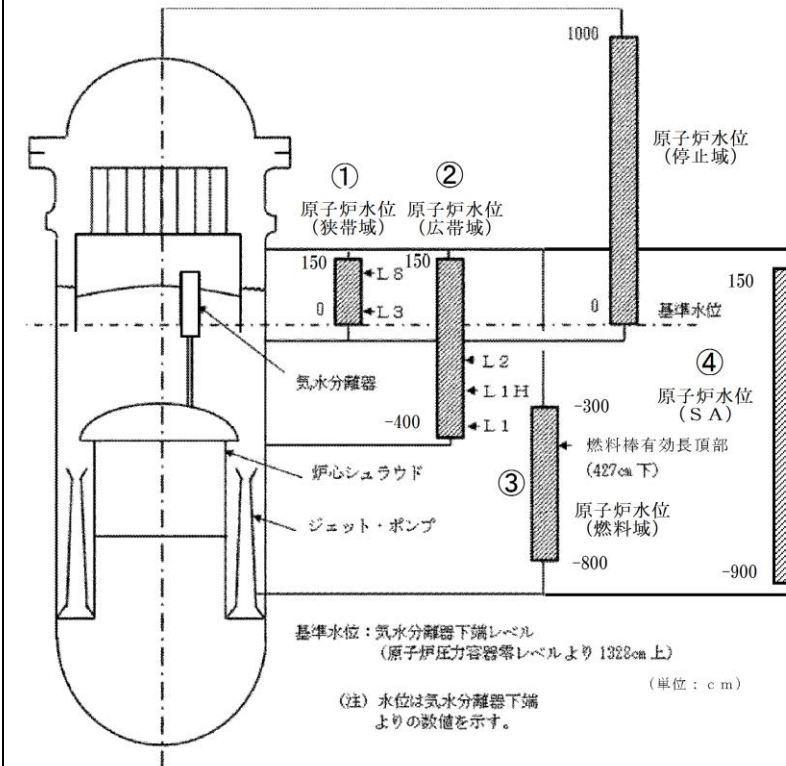
計器名称	指示範囲	用途	校正条件
①原子炉水位（狭帯域）	0mm～1,500mm ^{※1}	通常の運転水位監視	定格運転時の圧力・温度
②原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	過渡時の水位監視	定格運転時の圧力・温度
③原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	過渡時の水位監視	定格運転時の圧力・温度
④原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※2}	事故後の水位監視	大気圧・飽和温度
⑤原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※2}	事故後の水位監視	大気圧・飽和温度

※1 水位計測基準点：蒸気乾飽器スカート下端（圧力容器基準点より13,400mm）
 ※2 水位計測基準点：有効燃料頂部（圧力容器基準点より9,203mm）

添付資料 1.2.5

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（狭帯域）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）について、使用用途と校正条件を整理する。



第1図 原子炉水位計の指示範囲

第1表 原子炉水位計

計器名称	指示範囲 [※]	用途	校正条件
①原子炉水位（狭帯域）	0～150cm	通常時監視 給水制御	定格圧力 飽和条件
②原子炉水位（広帯域）	-400～150cm	通常時監視 事故時監視	定格圧力 飽和条件
③原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm	事故時監視	大気圧飽和条件
④原子炉水位（SA）	-900～150cm	事故時監視	大気圧飽和条件

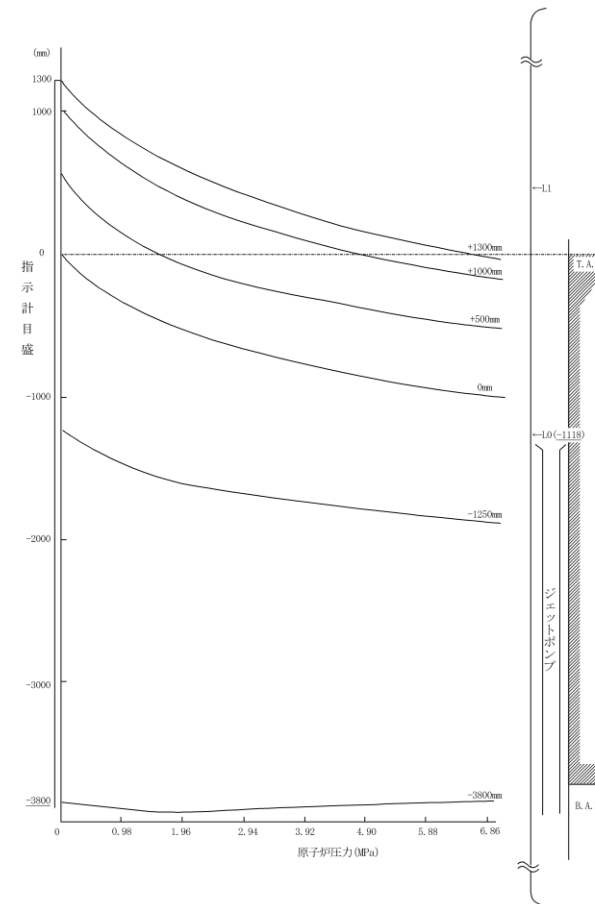
※：基準点(0cm)は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉は、原子炉水位について、使用用途と校正条件を整理

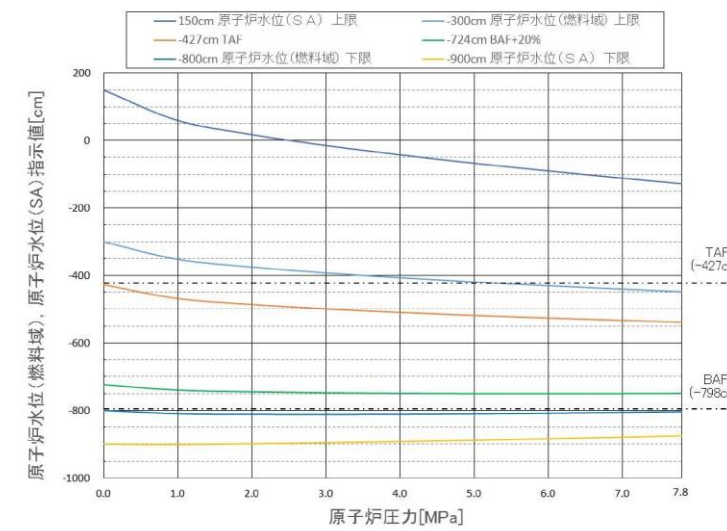
・設備の相違
【東海第二】
 設備構成の相違に伴う表の内容の相違

第1表より、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA燃料域)にて原子炉圧力容器内水位を確認する場合は、原子炉水位計の校正条件の違いから、「原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA燃料域)補正曲線」(第2図)を用いる。

第1表より、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA)にて原子炉圧力容器内水位を確認する場合は、原子炉水位計の校正条件の違いから、「原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA)補正曲線」(第2図)を用いる。



第2図 原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA燃料域)補正曲線



第2図 原子炉水位(燃料域)及び原子炉水位(SA)補正曲線

・設備の相違
【東海第二】
設備構成の相違に伴う図の内容の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 6</p> <p>全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について</p> <p>1. 事象の進展</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源失敗*+高圧炉心冷却失敗 (T B D)」, 「外部電源喪失+ D G失敗+高圧炉心冷却失敗 (T B U)」及び「サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + D G失敗+高圧炉心冷却失敗 (T B U)」では, 全交流動力電源喪失と同時に<u>直流電源喪失又は原子炉隔離時冷却系の故障が発生することを想定する。このため, 原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず, 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</u></p> <p>また, 重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+ D G失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+ H P C S失敗」, 「サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + D G失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+ H P C S失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため, 開状態のまま固</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 6</p> <p>全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について</p> <p>1. 事象の進展</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B U)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源 (D G-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B D)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源 (区分 1, 2) 失敗*¹+高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失することを想定する。このため, 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>また, 重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源 (D G-A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため, 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 2. 6</p> <p>全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について</p> <p>1. 事象の進展</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B U)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源 (D G-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。このため, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B D)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源 (区分 1, 2) 失敗*¹+高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失することを想定する。このため, 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し, 原子炉水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。</p> <p>また, 重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源 (D G-A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し, 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで, 原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため, 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について記載</p> <p>・シーケンス選定の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は, T B D及びT B Uでは対策 (高圧代替注水系, 代替直流電源設備) 及び事象進展が同様であるため, 同じシーケンスグループとして整理している</p> <p>・シーケンス選定の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は, T B D及びT B Uでは対策 (高圧代替注水系, 代替直流電源設備) 及び事象進展が同様であるため, 同じシーケンスグループとして整理している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>※：<u>直流電源失敗</u>により非常用ディーゼル発電機の起動ができなくなる。</p> <p>2. 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の対応</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失 (<u>TBD, TBU</u>)</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (<u>TBD, TBU</u>)」においては、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧代替注水系による原子炉注水によって事象発生約 8 時間後まで、その後<u>低圧代替注水系 (可搬型) による注水の準備が完了したところで逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水によって事象発生約 24 時間後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系 (低圧注水系) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</u></p> <p>具体的な対応の概要については、以下のとおり。</p> <p>a. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備として、原子炉建屋原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (原子炉注水弁及び残留熱除去系注入弁) の手動開操作を実施する。</p> <p>b. 高圧代替注水系による原子炉注水</p>	<p>炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、<u>緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。</u></p> <p>※1：<u>区分1, 2の直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できなくなる。</u></p> <p>2. <u>全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の対応</u></p> <p>(1) <u>全交流動力電源喪失 (<u>TBU</u>)</u></p> <p>重大事故シーケンスグループ「<u>全交流動力電源喪失 (<u>TBU</u>)</u>」においては、<u>常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約 8.3 時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能付き</u>) の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水によって事象発生 24 時間 30 分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系 (低圧注水モード) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</u></p> <p>具体的な対応の概要については、以下のとおり。</p> <p>a. <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備</u></p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備として、<u>原子炉建物</u>原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (<u>A-RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁</u>) の手動開操作を実施する。</p> <p>b. <u>高圧原子炉代替注水系による原子炉注水</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シーケンス選定の相違 【東海第二】 東海第二は、TBD及びTBUでは対策 (高圧代替注水系、代替直流電源設備) 及び事象進展が同様であるため、同じシーケンスグループとして整理している ・設備設計及び運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として、事象発生約8.3時間後より低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を用いて注水を実施

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、中央制御室からの遠隔操作によって高圧代替注水系を手動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、運転員による高圧代替注水系蒸気供給弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお、原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が可搬型代替注水中型ポンプの吐出圧力以下であることを確認し、<u>原子炉建屋原子炉棟内の操作にて電動弁（原子炉圧力容器注水流量調整弁）を手動開し、屋外操作にて高所東側接続口の弁の開操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</u></p>	<p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、中央制御室からの遠隔操作によって高圧原子炉代替注水系を手動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお、原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。</p> <p>c. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉急速減圧</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、<u>サプレッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>d. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失（TBD）</p> <p><u>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」においては、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約 8.3 時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水によって事象発生 24 時間 30 分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【東海第二】 減圧タイミングの相違 ・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、炉心冷却性を厳しく評価するため、減圧弁数 2 個としている ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉注水が可能となる原子炉圧力以下となる前に注水弁を開操作する ・シーケンス選定の相違 【東海第二】 東海第二は、TBD 及び TBU では対策（高圧代替注水系、代替直流電源設備）及び事象進展が同様であるため、同じシーケンス

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) 全交流動力電源喪失 (T B P)</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」においては、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は、所内常設直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時</p>	<p>系 (低圧注水モード) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p>具体的な対応の概要については、以下のとおり。</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備として、原子炉建物原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (A-RHR 注水弁及び F L S R 注水隔離弁) の手動開操作を実施する。</p> <p>b. 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、中央制御室からの遠隔操作によって高圧原子炉代替注水系を手動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお、原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。</p> <p>c. 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による原子炉急速減圧</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了後、サプレッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>d. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失 (T B P)</p> <p>重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」においては、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は所内常設蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔</p>	<p>グループとして整理している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>冷却系による注水停止後は、<u>低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水系）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水系）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</u></p> <p>具体的な対応の概要については、以下のとおり。</p> <p>a. <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備</u></p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、<u>原子炉建屋原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁（原子炉注水弁及び残留熱除去系注入弁）の手動開操作を実施する。</u></p> <p>b. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</u></p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水位異常低下（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は、逃がし安全弁1個の開固着によって、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。</u></p> <p>c. <u>早期の電源回復不能判断及び対応準備</u></p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、<u>非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備の準備を開始する。</u></p> <p>d. <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</u></p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、<u>中央制御室からの遠隔操作によって再閉鎖に失敗した1個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>e. <u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</u></p> <p>逃がし安全弁1個の開固着及び逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、<u>原子炉圧力が可搬型代替注水中型</u></p>	<p>離時冷却系による注水停止後は、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水系）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</u></p> <p>具体的な対応の概要については、以下のとおり。</p> <p>a. <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備</u></p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、<u>原子炉建物原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁（A-RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁）の手動開操作を実施する。</u></p> <p>b. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</u></p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、<u>原子炉水低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は、逃がし安全弁1個の開固着によって、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。</u></p> <p>c. <u>早期の電源回復不能判断及び対応準備</u></p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、<u>非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。</u></p> <p>d. <u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉急速減圧</u></p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、<u>中央制御室からの遠隔操作によって再閉鎖に失敗した1個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）5個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</u></p> <p>e. <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水</u></p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉急速減圧により、<u>原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系（可搬</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>ポンプの吐出圧力以下であることを確認し、原子炉建屋原子炉棟内の操作にて電動弁（原子炉圧力容器注水流量調整弁）を手動開し、屋外操作にて高所東側接続口の弁の開操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</u></p>	<p><u>型) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水が可能となる原子炉圧力以下となる前に注水弁を開操作する</p>

添付資料 1.2.4-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオン系故障時の対応手順	(1)高圧代替注水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水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水水系起動	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 (2)重大事故等の進展抑制	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1)重大事故等の進展抑制 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 b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順	(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)

添付資料1.2.7

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオン系故障時の対応手順	(1) 高圧代替注水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水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水水系起動	原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 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 b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上
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 b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上
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圧力容器への注水 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上 原子炉水位 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 以上

添付資料 1.2.7-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオン系故障時の対応手順	(1)高圧代替注水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水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水水系起動	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1)重大事故等の進展抑制 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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順	(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3) 原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)

備考
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
設備, 運用の相違による判断基準の相違

操作手順の解釈一覧

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオ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	高圧代替注水系系統流量指示値が182m ³ /h程度まで上昇
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交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	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が [] 以上 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が [] 以上
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による高圧代替注水系の注水 b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	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調整 防塵扉 ホースを接続 (P13-F571~P11-F126間及びP13-F570~P11-F134間) 制御棒駆動系系統流量指示値が [] 以上 制御棒駆動系系統流量指示値が [] 以上
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	a. ほう酸水注入系 (B) 吐出圧力指示値が規定値以上 高圧炉心注水系 (B) 系統流量指示値の上昇 高圧炉心注水系 (B) の運転許容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。 原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇	高圧炉心注水系 (B) 吐出圧力指示値が [] 以上 高圧炉心注水系 (B) 系統流量指示値が [] 以上 (~727m ³ /h) 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。 原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が182m ³ /h程度まで上昇 高圧炉心注水系系統流量指示値が [] 以上 (~727m ³ /h)

操作手順の解釈一覧

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオ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	高圧代替注水系系統流量指示値が約136.7m ³ /hまで上昇 高圧代替注水系タービン入口圧力指示値が規定値以上 高圧代替注水系系統流量の上昇
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交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 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	常設高圧代替注水系タービン吐出圧力指示値が約9.0MPa [eage] まで上昇 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 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 原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇
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注水 b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.7MPa [eage] 以上 制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇 制御棒駆動水圧系系統流量指示値が約14.5m ³ /hまで上昇
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圧力容器への注水 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力指示値を確認 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.7MPa [eage] 以上 制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇 原子炉隔離時冷却系系統流量指示値の上昇 高圧炉心注水系系統流量指示値の上昇	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力指示値が運転確認時の原子炉圧力に加えて0.7MPa [eage] 以上 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.7MPa [eage] 以上 制御棒駆動水圧系系統流量指示値が約14.5m ³ /hまで上昇 原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が約142m ³ /hまで上昇 高圧炉心注水系系統流量指示値が約1.440m ³ /hまで上昇

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1.2.2.1 フロントライオン系故障時の対応手順	(1) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	高圧原子炉代替注水系流量指示値が93m ³ /h程度まで上昇 原子炉圧力指示値が [] MPa 以上
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交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 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力指示値が規定値以上 原子炉圧力指示値が [] MPa 以上 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 制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇
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. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧系系統流量指示値が約1.440m ³ /h以上 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力指示値が [] MPa 以上であることを確認 仮設ホース接続 (復水輸送系 ~ 補給水系の間) を実施

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

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p style="text-align: center;">操作手順の解釈一覧(2 / 2)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">手順</td> <td style="text-align: center;">(1) 原子炉隔離時冷却系 による原子炉圧力容器 への注水</td> <td style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値の上昇</td> <td style="text-align: center;">原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値が 94m³/h 程度まで上昇</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(2) 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 style="text-align: center;">高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値の上昇</td> <td style="text-align: center;">高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値が上昇(～1074m³/h)</td> </tr> </table>	手順	(1) 原子炉隔離時冷却系 による原子炉圧力容器 への注水	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値の上昇	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値が 94m ³ /h 程度まで上昇	(2) 高圧炉心スプレイ系 による原子炉圧力容器 への注水	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値の上昇	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値が上昇(～1074m ³ /h)	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 および東海第二は操作手順の解釈一覧を集約して記載
手順	(1) 原子炉隔離時冷却系 による原子炉圧力容器 への注水	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値の上昇		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 指示値が 94m ³ /h 程度まで上昇						
	(2) 高圧炉心スプレイ系 による原子炉圧力容器 への注水	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値の上昇	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 指示値が上昇(～1074m ³ /h)							

各号炉の弁番号及び弁名称一覧

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

Table with columns: 統一名称, 弁番号, 弁名称, 機能場所, 弁番号, 弁名称, 機能場所. Lists various valves and their locations for reactors 6 and 7.

東海第二発電所 (2018.9.18版)

弁番号及び弁名称一覧

Table with columns: 統一名称, 弁番号, 弁名称, 機能場所. Lists various valves and their locations for reactor 2.

※1: 今後の検討によって弁名称は変更の可能性がある。
※2: 1系列のみインサートサービス可能である。

島根原子力発電所 2号炉

添付資料 1.2.7-3

弁番号及び弁名称一覧(1/2)

Table with columns: 弁番号, 弁名称, 機能場所. Lists valves and their locations for reactor 2.

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

弁番号及び弁名称一覧(2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
CV212-1A, B	CRD系統流量調節弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟2階マスターコントロールエリア室 (管理区域)
MV212-2	CRD駆動水圧力調節弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地2階マスターコントロールエリア室 (管理区域)
MV224-3	HPCS注水弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟1階南側PCVペネトレーション室 (管理区域)
MV225-1A (B)	A (B) - SLCタンク出口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
MV225-2A (B)	A (B) - SLC注入弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V272-87	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)	原子炉建物原子炉棟3階フィルターエレメント除染室 (管理区域)
V271-67	CWT工具類除染シンク除染弁	原子炉建物原子炉棟3階フィルターエレメント除染室 (管理区域)
V225-17	SLC封水止め弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V225-16	SLCオリフィスバイパス弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V225-12	SLCタンク補給水入口元弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V225-13	SLCタンク補給水入口弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V225-10	SLCデスタタンク出口弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
V225-508	SLCドレン弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p align="right">添付資料 1.2.8</p> <p align="center">手順のリンク先について</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順 <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>2. 1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順 <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>3. 1.2.2.2(1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順 <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>4. 1.2.2.2(2) 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 ・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 <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電 1.14.2.6(1) a. <u>可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p>	<p align="right">添付資料 1.2.8</p> <p align="center">手順のリンク先について</p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</u></p> <p>1. <u>1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動</u> ・<u>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順</u> <リンク先> <u>1.15.2.1 監視機能喪失</u></p> <p>2. <u>1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</u> ・<u>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順</u> <リンク先> <u>1.15.2.1 監視機能喪失</u> <u>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</u></p> <p>3. <u>1.2.2.2(1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</u> ・<u>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順</u> <リンク先> <u>1.15.2.1 監視機能喪失</u> <u>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</u></p> <p>4. <u>1.2.2.2(2) 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</u> ・<u>常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等</u> <リンク先> <u>1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電</u> <u>1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</u> <u>1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手順のリンク先を記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、燃料を補給する設備にガスタービン発電機用軽油タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク 2種類を設置しており、ガスタービン発電機用軽油タンクは、可搬型設備への給油を含め、事象発生後 7日間運転を継続するために必要な燃料を確保している。そのため、ディーゼル燃料貯蔵タンクは自主対</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"><u>1. 14. 2. 6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替 高圧電源装置への給油</u></p> <p>5. 1. 2. 2. 2(2) 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> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備に関する手順等 <p><リンク先> 1. 14. 2. 2(1) b. <u>可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電</u></p> <p style="text-align: center;"><u>1. 14. 2. 6(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>5. 1. 2. 2. 2(2) 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</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備に関する手順等 <p><リンク先> 1. 14. 2. 2(1) b. <u>可搬型直流電源設備による給電</u></p> <p style="text-align: center;"><u>1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</u></p> <p style="text-align: center;"><u>1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油</u></p>	<p>策として整理。東海第二は可搬型設備専用のタンク及びガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機兼用のタンクを設置。東海第二は、本手順でタンクローリへの補給を含む手順として整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、 「1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給」の手順の中で自動給油されることを記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料を補給する設備にガスタービン発電機用軽油タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク2種類を設置しており、ガスタービン発電機用軽油タンクは、可搬型設備への給油を含め、事象発生後7日間運転を継続するために必要な燃</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>6. 1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p><リンク先> 1.13.2.3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水時の水源の切替</p> <p>7. 1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p><リンク先> 1.13.2.3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時の水源の切替</p> <p>8. 1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順 <p><リンク先> 1.4.2.1(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／</p>	<p>6. 1.2.2.2(2) c. <u>直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>直流給電車に関する手順等</u> <p><リンク先> 1.14.2.2(1) c. <u>直流給電車による直流盤への給電</u></p> <p>7. 1.2.2.4(1) <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順</u> <p><リンク先> 1.13.2.3(1) a. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水時の水源切替</u></p> <p>8. 1.2.2.4(2) <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順</u> <p><リンク先> 1.13.2.3(1) b. <u>高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水時の水源切替</u></p> <p>9. 1.2.2.5 <u>その他の手順項目について考慮する手順</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順</u> <p><リンク先> 1.4.2.1(1) a. (d) <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水</u></p>	<p>料を確保している。そのため、ディーゼル燃料貯蔵タンクは自主対策として整理。東海第二は可搬型設備専用のタンク及びガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機兼用のタンクを設置。東海第二は、本手順でタンクローリへの補給を含む手順として整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">海水)</p> <p>・サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順</p> <p><リンク先> 1. 13. 2. 3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替</p> <p style="padding-left: 100px;">1. 13. 2. 3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替</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</p> <p><リンク先> 1. 14. 2. 1(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 2(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 3(1) a. 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る代替所内電気設備への給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 3(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 3(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への</p>	<p style="text-align: center;">(淡水/海水)</p> <p>・サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替手順</p> <p><リンク先> 1. 13. 2. 3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替</p> <p style="padding-left: 100px;">1. 13. 2. 3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替</p> <p>・非常用交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車, 常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車, B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)による高圧原子炉代替注水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ・ポンプ, ほう酸水注入ポンプ, 制御棒駆動水圧ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順</p> <p><リンク先> 1. 14. 2. 1(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 2(1) b. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p style="padding-left: 20px;">1. 14. 2. 3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"><u>給電</u></p> <p><u>1. 14. 2. 6(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p> <p><u>1. 14. 2. 6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油</u></p> <p><u>1. 14. 2. 7(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電</u></p>	<p><u>1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</u></p> <p><u>1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油</u></p> <p><u>1. 14. 2. 6(1) 非常用交流電源設備による給電</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料を補給する設備にガスタービン発電機用軽油タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク2種類を設置しており、ガスタービン発電機用軽油タンクは、可搬型設備への給油を含め、事象発生後7日間運転を継続するために必要な燃料を確保している。そのため、ディーゼル燃料貯蔵タンクは自主対策として整理。東海第二は可搬型設備専用のタンク及びガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機兼用のタンクを設置。東海第二は、本手順でタンクローリへの補給を含む手順として整理</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、 「1. 14. 2. 5(1)ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給」の手順の中で自動給油されることを記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1160 212 1679 380"> <u>1. 14. 2. 7 (3) 軽油貯蔵タンクから2 C・2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油</u> </p> <p data-bbox="976 527 1662 646"> ・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 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失 </p>	<p data-bbox="1768 527 2451 646"> ・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 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失 </p>	<p data-bbox="2516 212 2792 510"> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、 「1. 14. 2. 6 (1) 非常用交流電源設備による給電」の手順の中で自動給油されることを記載 </p>

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 L O C A 発生時の対応手順 (1) EOP「<u>原子炉建屋制御</u>」</p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.3.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</u></p> <p>2. 逃がし安全弁用 <u>可搬型蓄電池</u>による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能付き</u>) 開放</p> <p>3. <u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</p>	<p>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 L O C A 発生時の対応手順 (1) <u>非常時運転手順書 II (徴候ベース)「原子炉建屋制御」</u></p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.3.2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料 1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.3.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>非常用窒素供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</u></p>	<p>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 L O C A 発生時の対応手順 (1) EOP「<u>二次格納施設制御</u>」</p> <p>1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>添付資料 1.3.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.3.2 <u>自主対策設備仕様</u></p> <p>添付資料 1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.3.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放</u></p> <p>2. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)による逃がし安全弁開放</u></p> <p>3. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放</u></p> <p>4. <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 自主対策設備の設備概要を記載 (以下, ⑥の相違) ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 現場作業を実施することから成立性を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 現場作業を実施することから成立性を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 中央制御室での遠隔操作としておらず, 現場作業にて対応 ・設備の相違 【東海第二】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			【柏崎6/7】 島根2号炉は、手順の リンク先を記載

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き <u>C, H, N, T の 4 個</u>)</p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>ii. 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 	<p>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 <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能^{※2} : <u>B, C の 2 個</u>)</p> <p>・主蒸気系配管・クエンチャ</p> <p>・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>※2 : <u>18個</u>の逃がし安全弁は全て逃がし弁機能を有している。そのうち<u>7個</u>が自動減圧機能を有している。</p> <p>ii) 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) 	<p>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) 自動減圧起動阻止スイッチ <u>代替自動減圧起動阻止スイッチ</u> <p>・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き^{※2} <u>B, M の 2 個</u>)</p> <p>・主蒸気系 配管・クエンチャ</p> <p>・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>※2 : <u>12 個</u>の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。そのうち<u>6個</u>が自動減圧機能を有している。</p> <p>ii 手動操作による減圧</p> <p>中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 	<p>と「代替自動減圧起動阻止スイッチ」を分離した構成で設置 (以下, ⑫の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑫の相違 設備の相違 【柏崎 6/7】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる弁数の相違 (以下, ⑬の相違) 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理 (以下, ⑭の相違) 設備の相違 【東海第二】 ⑬の相違 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、当該電磁弁を作動させた場合、全弁同時開となるため逃がし安全弁機能により順次手動開放する

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>また、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、<u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i . 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型直流電源設備により逃がし安全弁<u>(自動減圧機能なし)</u>の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁<u>(自動減圧機能なし)</u>の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁<u>(自動減圧機能なし)</u>の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁<u>(自動減圧機能なし)</u>の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>AM 用切替装置 (SRV)</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁<u>(自動減圧機能なし)</u> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ 	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p>i) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u>の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁<u>(自動減圧機能)</u> ・主蒸気系配管・クエンチャ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> <p>・<u>燃料給油設備</u></p>	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備、<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)</u>又は<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)</u>により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。</p> <p><u>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、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させ発電用原子炉を減圧する手段がある。</u></p> <p>i 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <p>可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>S R V用電源切替盤</u> ・常設代替直流電源設備 ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・故障想定相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>想定する事象の相違 (以下, ⑯の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii . 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) ・主蒸気系配管・クエンチャ <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>iii . 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧</p> <p>代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>ii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・主蒸気系配管・クエンチャ <p>・自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ (逃がし弁機能用及び自動減圧機能用) の供給圧力が喪失した場合は, 非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し, 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) を開放して発電用原子炉を減圧する。また, 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は, 予</p>	<p>ii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁の作動回路に, 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) を接続し, 逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ <p>・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>iii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復</p> <p>逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) を原子炉建物原子炉棟にて接続し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, Mの2個) ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ <p>iv 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し, 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を開放して発電用原子炉を減圧する。</p>	<p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・故障想定 【東海第二】 ⑯の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、<u>予備の高圧窒素ガスポンベ</u>に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>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"> ・<u>高圧窒素ガスポンベ</u> ・<u>高圧窒素ガス供給系配管</u>・弁 ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・<u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u> 	<p>いる期間において、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、<u>予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>に切り替えることで窒素を確保し、発電用原子炉を減圧する。</p> <p>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"> ・<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u> ・<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）</u> ・<u>主蒸気系配管</u>・クエンチャ ・<u>非常用窒素供給系配管</u>・弁 ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・<u>所内常設直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>ii) <u>可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保</u> <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を非常用</u></p>	<p>る期間において、<u>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、<u>待機側の逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u>に切り替えることで窒素ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>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"> ・<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u> ・<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管</u>・弁 ・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u> ・<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型直流電源設備</u> <p>また、<u>上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>島根2号炉は、圧力低信号によりポンベ出口弁が自動開（以下、⑰の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑰の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、窒素ガス喪失時に供給するための設備を記載 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>圧力の窒素ガスを供給可能な設計</u>としている。</p> <p>i . 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の 2 倍の状態 (620kPa [gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ供給圧力を設定する</u>。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を<u>設定</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・高圧窒素ガスポンベ</u> <u>・高圧窒素ガス供給系配管・弁</u></p> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃</p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <p><u>・可搬型窒素供給装置 (小型)</u> <u>・逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> <u>・主蒸気系配管・クエンチャ</u> <u>・非常用窒素供給系配管・弁</u> <u>・自動減圧機能用アキュムレータ</u> <u>・所内常設直流電源設備</u> <u>・可搬型代替交流電源設備</u> <u>・常設代替直流電源設備</u> <u>・可搬型代替直流電源設備</u> <u>・代替所内電気設備</u> <u>・燃料給油設備</u></p> <p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>圧力の窒素を供給可能な設計</u>としている。</p> <p>i) 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態 (620kPa [gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ供給圧力を設定する</u>。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素の供給圧力を<u>設定</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・非常用窒素供給系</u> <u>・非常用逃がし安全弁駆動系</u></p> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により逃</p>	<p>(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な<u>窒素ガス供給圧力を調整可能な設計</u>としている。</p> <p>i 逃がし安全弁の背圧対策</p> <p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の 2 倍の状態 (853kPa [gage]) となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、供給圧力を<u>調整</u>する。</p> <p>逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を<u>調整</u>するために使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u> <u>・逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁</u></p> <p>(d) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃</p>	<p>④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>がし安全弁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。 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>ii . 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、<u>AM用切替装置(SRV)</u>、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュ</p>	<p>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。 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 ・<u>燃料給油設備</u> <p>ii) 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により<u>直流125V</u>充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、<u>代替所内電気設備</u>、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用ア</u></p>	<p>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 <u>代替直流電源設備</u>（可搬型直流電源設備又は<u>直流給電車</u>）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備 ・<u>直流給電車</u> <p>ii 代替交流電源設備による復旧 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。 代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、<u>SRV用電源切替盤</u>、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレー</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際にSA電路として、代替所内電気設備を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ムレータ, <u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び自動減圧機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち, <u>高圧窒素ガスボンベ, 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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち, <u>高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガス供給系配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち, 可搬型直流電源設備, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても, 発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</p>	<p><u>キュムレータ</u>, <u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧で使用する設備のうち, <u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ, 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</u>, 所内常設直流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 代替所内電気設備, <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ, 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</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち, <u>非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち, 可搬型代替直流電源設備, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 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</p>	<p>タ及び<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち, <u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ, 逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁, 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ, 常設代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち, <u>逃がし安全弁用窒素ガスボンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>復旧で使用する設備のうち, 可搬型直流電源設備, 常設代替交流電源設備, <u>代替所内電気設備</u>及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>すべて</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1. 3. 1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, 全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても, 発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</p>	<p>①, ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を自主対策設備として整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する際に SA 電路として, 代替所内電気設備を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・ <u>高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置)</u></p> <p>現状の設備では系統構成 (フランジ取外し、ホース取付け) を原子炉建屋原子炉区域で実施しなければならず、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。</p> <p>・ 直流給電車</p> <p>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。</p> <p>・ <u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、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>付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>付ける。併せて、その理由を示す。</p> <p>・ <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)</u></p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の補助盤室からの電源供給が不可能となった場合において、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、代替電源として有効である。</u></p> <p>・ <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u></p> <p>中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合に、他の窒素ガス供給設備と独立した系統である逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を使用し、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。</p> <p>・ <u>直流給電車</u></p> <p>代替交流電源設備による給電時に高圧発電機車を配備することから、可搬型直流電源設備としての給電は可能である。直流給電車は追加で配備することにより、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。</p>	<p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 東海第二は、非常用逃がし安全弁駆動系を重大事故等対処設備として整備</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の当該設備は、原子炉建物 (非管理区域) で作業が可能</p> <p>・ 記載の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、柏崎 6/7 と同様に高圧発電機車を配備することで、可搬型直流電源設備として使用可能な設計であり、直流給電車は追加で配備が必要となるため自主設備としている</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、自主設 対策備として直流給電車を整備</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし弁機能用アキュムレータ及び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>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u>、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p><u>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</u></p> <p><u>・逃がし弁機能用アキュムレータ</u></p> <p><u>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ (容量:1回) に駆動源が確保されている場合は、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) により発電用原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p><u>(添付資料 1.3.2)</u></p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、<u>常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①, ③の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧炉心注水系注入隔離弁</u> 	<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"> ・<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</u> ・逃がし安全弁 (<u>逃がし弁機能</u>) ・主蒸気系配管・クエンチャ ・逃がし弁機能用アキュムレータ ・<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u> ・タービン・バイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧炉心スプレイ系注入弁</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系注入弁</u> ・<u>残留熱除去系A系注入弁</u> 	<p>d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧するとともに、弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。</p> <p>また、<u>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。</u></p> <p>なお、<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。</u></p> <p>原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、<u>系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統の低圧設計部分が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。</u></p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 ・主蒸気系 配管・クエンチャ ・<u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u> ・タービンバイパス弁 ・タービン制御系 <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系注水弁</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系注水弁</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて説明を記載（以下、⑩の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①, ③の相違</p> <p>・故障想定との相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における <u>原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善</u>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 <u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する <u>高圧炉心注水系注入隔離弁</u>は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が <u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 <u>B系</u> 注入弁 ・残留熱除去系 <u>C系</u> 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 (<u>自動減圧機能</u>)、主蒸気系配管・クエンチャ、<u>自動減圧機能用アキュムレータ</u>、<u>高圧炉心スプレイ系注入弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u>、<u>低圧炉心スプレイ系注入弁</u>、<u>残留熱除去系 A系注入弁</u>、<u>残留熱除去系 B系注入弁</u>及び <u>残留熱除去系 C系注入弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が <u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>逃がし弁機能用アキュムレータ</u> <u>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震 S クラスではなく S_s 機能維持を担保できないが、窒素供給系が機能喪失した場合で逃がし弁機能用アキュムレータ (容量: 1回) に駆動源が確保されて</u> 	<p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋燃料取替階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・クエンチャ及び <u>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</u>を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁</u>は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p><u>インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善</u>で使用する原子炉建屋燃料取替階ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が <u>すべて</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステム LOCA が発生した場合においても、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①, ③の相違 ・故障想定との相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・故障想定との相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・タービンバイパス弁, タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり, かつ常用電源が健全で, 復水器の真空状態が維持できていれば, 発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」, 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」, 「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は, 運転員の対応として事故時運転操作手順書 (徴候ベース) (以下「EOP」という。), 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) (以下「SOP」という。) 及び AM 設備別操作手順書に定める (第 1.3.1 表)。</p> <p>また, 重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する (第 1.3.2 表, 第 1.3.3 表)。</p> <p>(添付資料 1.3.2)</p>	<p>いる場合は, <u>逃がし安全弁 (逃がし弁機能) により発電用原子炉を減圧することができるため, 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の代替減圧手段として有効である。</u></p> <p>・タービン・バイパス弁, タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり, かつ常用電源が健全で, 主復水器の真空状態が維持できれば, 発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.3.2)</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」, 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」, 「c. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は, <u>運転員等※4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)。</u></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 <u>運転員等: 運転員 (当直運転員) 及び重大事故等対応要員 (運転操作対応) をいう。</u></p> <p>(添付資料1.3.3)</p>	<p>・タービンバイパス弁, タービン制御系</p> <p>主蒸気隔離弁が全開状態であり, かつ常用電源が健全で, 復水器の真空状態が維持できていれば, 発電用原子炉を減圧する手段として有効である。</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」, 「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」, 「c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は, <u>運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書 (徴候ベース) (以下「EOP」という。), 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (以下「SOP」という。), AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める (第 1.3-1 表)</u></p> <p>また, 重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。 (第 1.3-2 表, 第 1.3-3 表)</p> <p>(添付資料 1.3.3)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 中央制御室の運転員にて対応</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i. 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>ii. 急速減圧の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 <p>iii. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操 	<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は<u>低圧で原子炉注水が可能な系統</u>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<u>低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合。 <p>iii) 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>【低圧注水手段がある場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系統は使用できないが、低圧注水系統1系^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全 	<p>1.3.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 代替減圧</p> <p>a. 手動操作による減圧</p> <p>発電用原子炉の冷温停止への移行又は<u>低圧で原子炉注水が可能な系統</u>を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>i 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>ii 急速減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系のうち 1 系統以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合 <p>[注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%高い位置) に到達した場合</u> <p>iii 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>[低圧注水手段がある場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 1 系^{*2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、炉心損傷前であっても当該基準で急速減圧を実施

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>作が可能な場合 [注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>※1: 「<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち 1 系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上起動、若しくは低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 2 系以上起動することをいう。</p>	<p>弁の開操作が可能な場合。 【注水手段がない場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合。 <p>(添付資料1.3.8)</p> <p>※1: 「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p>	<p>弁の開操作が可能な場合 [注水手段がない場合]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%高い位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合 <p>(添付資料 1.3.8)</p> <p>※ 1 : 「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系のうち 1 系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>及び<u>復水・給水系</u>のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系</u>、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、炉心損傷前後の減圧操作について記載 運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、四十七条の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備（以下、⑩の相違） 運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である残留熱代替除去系を五十条の重大事故等対処設備、四十八条の自主対策設備と位置付けており、技術的能力 1.7 及

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・タービンバイパス弁による減圧：<u>1分以内</u></p> <p>・逃がし安全弁による減圧：<u>1分以内</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3.16図に示す。</p> <p>自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧注水系、低圧代替注水系(常設)</u>又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び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>・タービン・バイパス弁による減圧：<u>3分以内</u></p> <p>・逃がし安全弁による減圧：<u>1分以内</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-19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、<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、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、<u>過渡時</u>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>・タービンバイパス弁による減圧：<u>10分以内</u></p> <p>・逃がし安全弁による減圧：<u>10分以内</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-22図に示す。</p> <p>自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>低圧で原子炉注水が可能な系統</u>又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後並びに<u>低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は原子炉水位低(レベル1)到達10分後並びに残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)</u>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>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 所要時間に対する裕度の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑪の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> 開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能なし)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室又は原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域)</u>にて確認が可能であるため、<u>いずれかの計器で確認する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。 ・炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、<u>高圧注水系が</u> 	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> 開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池にて逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能)</u> を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧で原子炉注水が可能システム又は低圧代替注水系のうち1システム以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。 ・炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、<u>高圧注水システムが使用できない場</u> 	<p>1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車及びS A用115V系充電器</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車及びS A用115V系充電器</u>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<u>S A用115V系蓄電池</u>にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>補助盤室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態又は<u>全交流動力電源喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する際に直流電源の切替が必要な状態</u>において、以下の条件が<u>すべて</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧で原子炉注水が可能システム又は代替注水系のうち1システム以上の起動^{*1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。 ・炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、<u>高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系</u> 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、現場での減圧状況確認を考慮(以下, ③の相違) ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、全交流動力電源喪失発生 8時間後の対応 (有効性評価「全交流動力電源喪失」) を想定 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>使用できない場合で、<u>低圧注水系 1 系</u>^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置</u>) に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) 作動用の窒素ガスが確保されている場合。 ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※ 1: 「<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能系である高圧炉心注水系、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u> 及び<u>給水・復水系</u>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<u>ポンプ 2 台以上起動</u>、若しくは低圧代替注水系 (常設)、<u>消火系</u>及び低圧代替注水系 (可搬型) のうち<u>2 系以上</u>起動することをいう。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系 (常設) のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみ</u>の起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>※ 2: 「<u>低圧注水系 1 系</u>」とは、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>給水・復水系</u>、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>消火系</u>又は低圧代替注水系 (可搬型) のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能なし</u>) 開放手順の概要は以下のとおり。手順の対</p>	<p>合で、<u>低圧注水系1系</u>^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (<u>燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置</u>) に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) 作動用の窒素が確保されている場合。 ・逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※1: 「<u>低圧で原子炉注水が可能系又は低圧代替注水系のうち1系以上</u>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系である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u> 及び<u>給水・復水系</u>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)、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系</u>、<u>補給水系</u>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: 「<u>低圧注水系1系</u>」とは、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>、<u>給水・復水系</u>、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系</u>、<u>補給水系</u>又は低圧代替注水系 (可搬型) のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (<u>自動減圧機能</u>) 開放手順の概要は以下のとおり。手順の対</p>	<p><u>統 1 系</u>^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (<u>燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置</u>) に到達した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁作動用の窒素ガスが確保されている場合。 ・逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。 <p>※ 1: 「<u>低圧で原子炉注水が可能系又は代替注水系のうち 1 系以上</u>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系である高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u> 及び<u>復水・給水系</u>のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系 (常設)、<u>復水輸送系</u>、<u>消火系</u>及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型) のうち<u>1 系以上</u>起動することをいう。</p> <p>※ 2: 「<u>低圧注水系統 1 系</u>」とは<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>、<u>復水輸送系</u>、<u>消火系</u>又は低圧原子炉代替注水系 (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</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違, ⑳の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違, ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>応フローを第1.3.3図に、概要図を第1.3.5図に、タイムチャートを第1.3.6図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。</p> <p>② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。</p> <p>③ 当直副長は、可搬型直流電源設備による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。</p> <p>[逃がし安全弁の駆動源（電源）確保及び開放操作]</p> <p>④ <u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 [現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合] 現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>⑤ <u>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。</u></p>	<p>東海第二発電所 (2018.9.18版)</p> <p>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> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に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）</u>開放の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>発電長</u>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 <u>発電長</u>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、<u>運転員等に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）</u>開放の準備開始を指示する。</p> <p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>⑤ <u>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、<u>発電長</u>に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備完了を報告する。</u></p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <p>及び第1.3-6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 <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による直流電源の復旧を依頼する。</u></p> <p>③ <u>当直副長</u>は、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、<u>運転員に常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>④ <u>現場運転員B及びCは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>⑤ <u>現場運転員B及びCは、補助盤室のSRV用電源切替盤で、逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設蓄電池式直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池への切替えを実施し、<u>当直副長</u>に常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。</u></p>	<p>①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>操作箇所及び対応要員の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>操作箇所及び対応要員の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑩^a 中央制御室運転員 A <u>及び B</u>, 又は現場運転員 C <u>及び D</u> 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>[<u>逃がし安全弁の開保持用の駆動源 (高圧窒素ガス) 確保操作</u>]</p> <p>④^b <u>現場運転員 C 及び D は, 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の系統構成として, 高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p><u>なお, 高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり, 事象の進展によりアクセス困難となった場合は, 全閉操作は実施しない。</u></p> <p>⑤^b <u>現場運転員 E 及び F は, 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の系統構成として, 高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A), (B) 供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>現場運転員 E 及び F は, 原子炉建屋地上 4 階北西通路, 南西通路にて, 窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し, 高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A), (B) 供給弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は, <u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 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</u>で可能である。</p> <p>また, 可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は, <u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 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</u>で可能である。</p> <p>また, 可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	<p>⑩<u>現場運転員 B 及び C 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, 当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は, <u>中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放まで 40 分以内</u>で可能である。</p> <p>また, 可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p><u>円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護</u></p>	<p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備構成, 対応する要員及び所要時間の相違 (以下, ⑤の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料 1.3.3-1)</p> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>現場多重伝送盤</u>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、<u>中央制御室又は原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域)</u>にて確認が可能であるため、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、<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系以上の起動^{※1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (<u>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置</u>) に到達した場合。 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 作動用の窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1: 「<u>低圧注水系 1 系以上又は低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上若しくは代替注水系 2 系</u></p>	<p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>中央制御室</u>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、<u>中央制御室の計器</u>にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、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系統又は<u>低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動^{※1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。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 (<u>燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 高い位置</u>) に到達した場合。 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) 作動用の窒素が確保されている場合。</p> <p>※1: 「低圧で原子炉注水が可能系統又は<u>低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動</u>」とは、原子</p>	<p>具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料 1.3.4-1)</p> <p>b. <u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)</u>による逃がし安全弁開放 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>補助盤室</u>にて逃がし安全弁の作動回路に<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池</u>を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>補助盤室の計器</u>にて確認が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。 ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、<u>低圧で原子炉注水が可能系統又は代替注水系のうち 1 系統以上の起動^{※1}</u>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。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 (<u>燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 高い位置</u>) に到達した場合。 ・逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保されている場合。</p> <p>※1: 「<u>低圧で原子炉注水が可能系統又は代替注水系のうち 1 系統以上の起動</u>」とは、原子炉冷却</p>	<p>【東海第二】 島根 2 号炉は、現場作業を実施することから成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 操作箇所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 style="text-align: center;">(添付資料 1.3.7)</p> <p>※2:「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、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>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:「低圧注水系統1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(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>材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</p> <p>※2:「低圧注水系統1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-9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、当直副長を経由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</p>	<p>⑩の相違 ⑪の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ⑭の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑪の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑬の相違 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策要員にて作業を実施（以下、⑯の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② <u>「中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合」</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力（可搬計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。 <u>「現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合」</u> 現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</p> <p>③ <u>現場運転員 C 及び D は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。</u> <u>なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は原子炉建屋原子炉区域であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</u></p> <p>④ <u>現場運転員 E 及び F は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤ <u>現場運転員 E 及び F は、原子炉建屋地上 4 階北西通路，南西通路にて、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動源が確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑥ <u>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</u></p>	<p>② <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>③ <u>運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び電源ケーブル</u></p>	<p>② <u>緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に補助盤室にて逃がし安全弁用蓄電池を接続することによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の準備作業を指示する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員 B 及び C は、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>④ <u>緊急時対策要員は、A，B－自動減圧継電器盤の逃がし安全弁作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用</u></p>	<p>違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ①の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②⑥の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</p> <p>⑨ 現場運転員 E 及び F は、多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑩ [中央制御室にて原子炉压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（可搬型計測器）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、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p>	<p>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、原子炉压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> <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>蓄電池（補助盤室）及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。</p> <p>⑤ 当直副長は、中央制御室運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放を指示する。</p> <p>⑥ 当直副長は、原子炉压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 中央制御室運転員 A は、手動により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</p> <p>⑧ 現場運転員 B 及び C は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</p>	<p>②⑥の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 操作箇所との相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②②の相違 ・体制の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、中央制御室運転員にて操作を実施 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②②の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び操作内容の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ②②の相違 【柏崎 6/7】 報告箇所との相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>[現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑪ <u>現場運転員 E 及び F は、原子炉建屋地上 4 階北西通路、南西通路にて、窒素ガスボンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A)、(B) 供給弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑫ <u>中央制御室運転員 A 及び B、又は現場運転員 C 及び D は、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者)、現場運転員 4 名</u>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 <u>55 分</u>で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料 1.3.3-2)</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名</u>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<u>55分以内</u>で可能である。</p>	<p>⑨<u>現場運転員 B 及び C は、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名、緊急時対策要員 2 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)</u>による逃がし安全弁開まで<u>1 時間 20 分以内</u>で可能である。</p> <p><u>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</u> (添付資料 1.3.4-2)</p>	<p>完了確認を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、現場作業を実施することから成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) <u>逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧</u></p> <p>b. <u>可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保</u></p> <p><u>非常用窒素供給系高压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压窒素ポンベ圧力が低下した場合、可搬型窒素供給装置 (小型) からの供給に切り替えて逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>非常用窒素供給系高压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、高压窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。</u></p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための準備を依頼する。</u></p> <p>②発電長は、<u>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压窒素ポンベの隔離操作含む) を指示する。</u></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、<u>可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 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压窒素ポンベの隔離操作含む) を実施し、発電長に報告する。</u></p> <p>④発電長は、<u>災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成が完了したことを連絡する。</u></p> <p>⑤災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための準備を指示する。</u></p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置 (小型) と原子炉建屋南側の接続口に窒素供給用ホースを取り付ける。</u></p> <p>⑦ <u>重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑧ <u>災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源の供給開始を連絡する。</u></p> <p>⑨ <u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源の供給開始を指示する。</u></p> <p>⑩ <u>重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置 (小型) を起動する。</u></p> <p>⑪ <u>重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置 (小型) により逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置 (小型) により逃がし安全弁 (自動減圧機能) の駆動源へ供給を開始したことを報告する。</u></p> <p>⑫ <u>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。</u></p> <p>⑬ <u>発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源が確保されていることの確認を指示する。</u></p> <p>⑭ <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、非常用窒素供給系供給圧力指示値が1.10MPa [gage] を超え、可搬型窒素供給装置 (小型) による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) <u>操作の成立性</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>上記の操作は、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源確保完了まで305分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料1.3.4)</u></p>	<p><u>c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、ADS仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p><u>発電用原子炉の減圧状況の確認については、補助盤室の計器にて確認が可能である。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件がすべて成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能システム又は代替注水系のうち1システム以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水システム1系※2以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置）に到達した場合。</u> <u>・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。</u> <p><u>※1：「低圧で原子炉注水が可能システム又は代替注水系のうち1システム以上の起動」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システムである高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。</u></p> <p>※2：「<u>低圧注水系統1系</u>」とは低圧炉心スプレイ系、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-11図に、タイムチャートを第1.3-12図に示す。</u></p> <p>①<u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放（自動減圧機能付き）を指示する。</u></p> <p>③<u>現場運転員A及びBは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>④<u>緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟2階東側ペネトレーション室外（B系の場合は、西側ペネトレーション室）にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池をADS仮設電源接続中継端子箱に接続する。</u></p> <p>⑤<u>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑥<u>緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟2階通路にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の負荷の投入</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. <u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、<u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>により逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>D, E, K</u> 又は <u>U</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし D, E, K 又は U）</u>を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については、<u>中央制御室</u></p>	<p>c. <u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>による逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能</u>）開放</p> <p><u>逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）</u>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（<u>逃がし弁機能（自動減圧機能なし A, G, S 及び V）</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、<u>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））</u>を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p><u>なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。</u></p>	<p><u>操作により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p> <p>⑦現場運転員 A 及び B は、<u>発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑧現場運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放まで 1 時間 30 分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業ができるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1. 3. 4-3)</u></p> <p>d. <u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備</u>による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放</p> <p><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備より逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>A</u> 及び <u>J</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし <u>A</u> 及び <u>J</u>）</u>を開放して発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧状況の確認については<u>補助盤室の</u></p>	<p>備考</p> <p>・故障想定との相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑬の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、当該操作はなく現場操作により対応</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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"> ・<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u> ・<u>逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u> <p>※1:「<u>低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上の起動</u>」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である<u>高圧炉心注水系</u>、<u>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</u>、また、それができない場合は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上起動、若しくは低圧代替注水系(常設)、消火系及び低圧代替注水系(可搬型)のうち2系以上起動することをいう。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は</u>、<u>低圧代替注水系(常設)のポンプ1台又は代替</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作】</u></p> <p><u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)の駆動源である窒素供給系及び逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源である非常用窒素供給系の窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作により発電用原子炉を減圧できない場合。</u></p> <p><u>【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え】</u></p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁(逃がし弁機能)作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合。</u></p>	<p>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><u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件がすべて成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系のうち1系統以上の起動^{※1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。</u> ・<u>逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。</u> <p>※1:「<u>低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系のうち1系統以上の起動</u>」とは、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること</u>、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)のうち1系統以上起動することをいう。</p>	<p>【柏崎6/7】 操作箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は、当該操作はなく現場操作により対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・故障想定との相違 <p>【東海第二】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は、減圧時の注水系統について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑪の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>注水系1系のみ</u>の起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。</p> <p>(添付資料1.3.7)</p> <p>(b) 操作手順 (A系使用の例)</p> <p>代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3.3図に、概要図を第1.3.9図に、タイムチャートを第1.3.10図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備開始を指示する。</u></p> <p>⑤ <u>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。</u></p> <p>② [中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p><u>中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室の ATWS/RPT 盤に原子炉圧力 (可搬計測器) を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>[現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合]</p> <p><u>現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下1階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員 C 及び D は、代替逃がし安全弁駆動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、<u>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</u></u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>非常用逃がし安全弁駆動系 A 系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放手順の概要は以下のとおり (非常用逃がし安全弁駆動系 B 系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放手順も同様。)</u>。概要図を第1.3-14図に、タイムチャートを第1.3-15図に示す。</p> <p>① <u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 開放の準備開始を指示する。</u></u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に、概要図を第1.3-13図に、タイムチャートを第1.3-14図に示す。</u></p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備を依頼し、<u>運転員に逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備開始を指示する。</u></u></u></p> <p>② <u>緊急時対策本部は、<u>当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放を指示する。</u></u></p> <p>③ <u>現場運転員 A 及び B は、<u>補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力 (可搬型計測器) を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。</u></u></p> <p>④ <u>緊急時対策要員は、<u>原子炉建物付属棟2階B-非常用電気室にて、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の配管へ短管を取付ける。</u></u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、自主対策設備として1系統を設置、柏崎6/7は自主対策設備として2系統、東海第二はSA設備として2系統整備</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・体制及び設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>系統構成の操作内容及び操作者の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>重大事故時用窒素ガス PCV 第二隔離弁 (A) の全開操作を実施する。</u></p> <p>④ <u>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。</u></p> <p>⑥ 当直副長は、<u>中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑦ <u>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。</u></p> <p>⑧ <u>[中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室の ATWS/RPT 盤に接続した原子炉圧力 (可搬計測器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 C, D, E 及び F に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p><u>[現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合]</u></p>	<p>② <u>運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。</u></p> <p>③ <u>運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>④ <u>発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を指示する。</u></p> <p>⑤ <u>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。</u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力の低下に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。</u></p>	<p>⑤ <u>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。</u></p> <p>⑥ <u>緊急時対策要員は、SRVDS窒素ガス代替供給弁を開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。</u></p> <p>⑦ <u>現場運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力 (可搬型計測器) 指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、現場で作業を行う構成としている</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 報告箇所の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>現場運転員 C 及び D は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下 1 階計装ラック室 (管理区域) の原子炉圧力 (現場計器) 指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員 E 及び F に報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。</u></p> <p>⑨ <u>中央制御室運転員 A 及び B、又は現場運転員 C 及び D は、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 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</u>で可能である。</p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから、<u>非常用逃がし安全弁駆動系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。</u></p> <p>・<u>非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</u></p>	<p><u>⑧現場運転員 A 及び B は、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名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窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放まで 1 時間 10 分以内</u>で可能である。</p>	<p>③の相違</p> <p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 操作箇所及び対応要員の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、減圧完了確認を記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 3-3)</p> <p>(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>a. <u>高圧窒素ガスポンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保 <u>不活性ガス系</u>からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を<u>高圧窒素ガスポンベ</u>に切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>高圧窒素ガスポンベ</u>から供給している期間において、<u>高圧窒素ガス供給系</u>出口のポンベ圧力が低下した場合、<u>高圧窒素ガスポンベ</u>（待機側）へ切り替え、<u>使用済みの高圧窒素ガスポンベ</u>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 <u>[不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え]</u></p> <p><u>高圧窒素ガス供給系</u>ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。</p> <p><u>[高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え]</u></p> <p><u>高圧窒素ガスポンベ</u>から逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、<u>高圧窒素ガス供給系</u>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 <u>高圧窒素ガスポンベ</u>による逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 3. 11 図に、</p>	<p><u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、4分以内で可能である。</u></p> <p>・<u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替え</u> <u>現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1. 3. 4)</p> <p>a. 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 <u>窒素供給系</u>からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源が<u>非常用窒素供給系</u>に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>非常用窒素供給系</u>から供給している期間において、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>圧力が低下した場合、<u>使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>を予備の<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>と取り替える。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え】</u></p> <p><u>自動減圧系</u>作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合。</p> <p><u>【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え】</u></p> <p><u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ</u>から逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間において、<u>高圧窒素ポンベ</u>圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>非常用窒素供給系</u>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</p>	<p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1. 3. 4-4)</p> <p>(2) <u>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</u></p> <p>a. <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>による逃がし安全弁駆動源確保 <u>窒素ガス制御系</u>からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が<u>逃がし安全弁用窒素ガス供給系</u>に自動で切り替わることで逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u>から供給している期間において、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u>出口圧力が低下した場合、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u>（待機側）へ切り替える。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>[窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]</u></p> <p><u>ADS</u>アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合。</p> <p><u>[逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替え]</u></p> <p><u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベ</u>から逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、<u>N₂ガスポンベ</u>圧力低警報が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>による逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 3</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>タイムチャートを第1.3.12図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の操作スイッチを全閉位置から全開位置とし、高圧窒素ガスポンベによる供給に切り替わることを高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の全開により確認する。あわせて、高圧窒素ガス供給系 A DS 入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の操作スイッチを自動位置から全開位置とし当直副長に報告する。</u></p> <p><u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、手動操作にて高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>③ 当直副長は、<u>高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、現場運転員に高圧窒素ガスポンベ(待機側)への切替え及び使用済みの高圧窒素ガスポンベの取替を指示する。</u></p> <p>④ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに<u>高圧窒素ガスポンベの確保を依頼する。</u></p> <p>⑤ 現場運転員 C, D, E 及び F は、<u>高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。</u></p> <p>⑥ 現場運転員 C, D, E 及び F は、<u>予備ボンベラッ</u></p>	<p>第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。</p> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② <u>運転員等は中央制御室にて、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。</u></p> <p>③ <u>発電長</u>は、<u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから逃がし安全弁(自動減圧機能)作動用の窒素を供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合、運転員等に予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベへの切替え及び使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替を指示する。</u></p> <p>④ <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備ボンベ</u></p>	<p>二15図に、タイムチャートを第1.3二16図に示す。</p> <p>① <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。</u></p> <p>② <u>中央制御室運転員Aは、N₂ガスポンベ出口弁が全開したことを確認する。併せて、ADSアキュムレータ入口圧力低警報が消灯したことを確認し、当直副長へ報告する。</u></p> <p>③ <u>当直副長</u>は、<u>逃がし安全弁用窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N₂ガスポンベ圧力低警報が発生した場合、現場運転員に逃がし安全弁用窒素ガスポンベ(待機側)への切替えを指示する。</u></p> <p>④ <u>当直長</u>は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに逃がし安全弁用窒素ガスポンベの確保を依頼する。</u></p> <p>⑤ <u>現場運転員B及びCは、A-ADS窒素ガスポンベ(1A-11~15)出口弁(待機側)及びA-ADS窒素ガスポンベ供給元弁(待機側)を全開し、逃がし安全弁用窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。</u></p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 操作内容の相違に伴う運転員人数の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>クに配備している高圧窒素ガスポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベを取り替える。</u></p> <p>⑦ <u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>・高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p><u>中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は約 20 分で可能である。</u></p> <p><u>・高圧窒素ガスポンベ（待機側）への切替え及び使用済み高圧窒素ガスポンベの取替えによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p><u>現場運転員 4 名にて作業を実施した場合は約 60 分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.3.3-4)</p>	<p><u>ラックに配備している非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを取り替える。</u></p> <p>⑤ <u>運転員等は、発電長に非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから、<u>非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>・窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え</u></p> <p><u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合、2分以内で可能である。</u></p> <p><u>・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え</u></p> <p><u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合は282分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.3.4)</p>	<p>⑥ <u>現場運転員 B 及び C は、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ切り替え後、当直副長に逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 作業開始を判断してから<u>逃がし安全弁用窒素ガス供給系</u>による逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び<u>想定時間</u>は以下のとおり。</p> <p><u>・窒素ガス制御系から逃がし安全弁用窒素ガス供給系への切替え</u></p> <p><u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、5分以内で可能である。</u></p> <p><u>・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（待機側）への切替えによる逃がし安全弁駆動源確保</u></p> <p><u>中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は 25 分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.3.4-5)</p> <p>(3) <u>逃がし安全弁用窒素ガス供給系による背圧対策</u> <u>想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力 853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁用窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。</u></p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u> <u>炉心損傷を判断した場合*1において、原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合。</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ③の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>※1:格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合又は格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>b. 操作手順</u></p> <p><u>逃がし安全弁の窒素ガス供給圧力調整手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-5図に、概要図を第1.3-17図に、タイムチャートを第1.3-18図に示す。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策を依頼し、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策本部は当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力調整を指示する。</u></p> <p><u>③中央制御室運転員Aは、A、B-N₂ガスボンベ出口弁CSを「全開」位置にする。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は、A、B-窒素ガス供給装置出口減圧弁により窒素ガス供給圧力調整を実施し、当直副長に現場作業が完了したことを報告する。</u></p> <p><u>c. 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス供給系の圧力調整完了まで1時間10分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料1.3.4-6)</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>直流 125V 主母線(A)系及び(B)系</u>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。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名</u>にて作業を実施した場合、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<u>約 1 分</u>で可能である。</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃</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<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>直流125V主母線盤 2 A及び直流125V主母線盤 2 B</u>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<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名</u>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<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで<u>1分以内</u>で可能である。</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、</p>	<p>(4) 復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備</u>に関連する自主対策設備として使用する<u>直流給電車</u>により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>常設直流電源喪失により、<u>A-115V系直流盤及びB-115V系直流盤</u>の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備</u>に関連する自主対策設備として使用する<u>直流給電車</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、<u>中央制御室運転員 1名</u>にて作業を実施した場合、可搬型直流電源設備として使用する<u>高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備</u>に関連する自主対策設備として使用する<u>直流給電車</u>いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで <u>10分以内</u>で可能である。</p> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>所要時間に対する裕度の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>がし安全弁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 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>直流 125V 主母線 (A) 系及び (B) 系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備、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。</u></p> <p>(b) 操作手順 代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性 代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。 また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約 1 分で可能である。</u></p>	<p>逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により<u>直流125V充電器</u>を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>直流125V主母線盤 2 A 及び直流125V主母線盤 2 B の電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</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性 代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。 また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで1分以内で可能である。</u></p>	<p>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 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、<u>A-115V系直流盤及びB-115V系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車</u>いずれかの設備からの給電が可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。</p> <p>(c) 操作の成立性 代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。 また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで 10 分以内で可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 所要時間に対する裕度の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(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、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、<u>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベ</u>により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ窒素ガスの供給圧力を設定している。</u></p>	<p>(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、<u>非常用窒素供給系又は可搬型窒素供給装置（小型）</u>により窒素を確保し、逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能</u>）を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p><u>また、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>あらかじめ窒素の供給圧力を設定する。</u></p>	<p>(5) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-22 図に示す。</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS.A用 115V 系充電器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用するS.A用 115V 系蓄電池を使用）、<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）</u>、若しくは<u>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）</u>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、<u>又は逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</u></p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS.A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>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ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が動作しない場合、<u>逃がし安全弁窒素ガス供給系</u>により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、<u>炉心損傷及び原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合、窒素ガスの供給圧力を調整する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・故障想定との相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、自主対策設備として直流給電車を整備</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・故障想定との相違 【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>