

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
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。			
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	東海第二は、残留熱除去系の冷却水確保のための設備として、常設の緊急用海水系を48条の重大事故等対処設備、可搬の代替残留熱除去系海水系を自主対策設備として整備		
③	島根2号炉は、発電用原子炉停止中において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉の除熱ができない場合、原子炉浄化系を使用		
④	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50条の重大事故対処設備、48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		
⑤	島根2号炉は、47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		
⑥	島根2号炉は、低圧炉心スプレイ系が設置されており、重大事故等時の対応において復旧することを想定。また、設計基準拡張設備として整備		
⑦	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第57条にて記載する整理		
⑧	島根2号炉の消火ポンプは電動駆動		
⑨	島根2号炉は、1号炉と中央制御室を共用しているが、島根1号炉は廃止措置段階にあることから、島根1/2号炉の当直長の指揮に基づき運転操作対応を実施。柏崎6/7号炉は、各運転号炉の当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施		
⑩	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		
⑪	設備構成、対応する要員及び所要時間の相違		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 復旧</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 復旧</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>iii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 復旧</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 〴〵 低圧代替注水</p> <p>ii 〴〵 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>iii 〴〵 重大事故等対処設備と自主対策設備</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>【東海第二】</p> <p>東海第二は、残留熱除去系の冷却水確保のための設備として、常設の緊急用海水系を 48 条の重大事故等対処設備、可搬の代替残留熱除去系海水系を自主対策設備として整備（以下、②の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、発電用原子炉停止中において</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>i 復旧</p> <p>ii <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p>c. 手順等</p> <p>1. 4. 2 重大事故等時の手順</p> <p>1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉压力容器への注水</p>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 復旧</p> <p>ii <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p>c. 手順等</p> <p>1. 4. 2 重大事故等時の手順</p> <p>1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉压力容器への注水</p> <p>(c) <u>代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>(e) <u>補給水系</u>による原子炉压力容器への注水</p>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i 復旧</p> <p>ii 重大事故等対処設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1. 4. 2 重大事故等時の手順</p> <p>1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による原子炉压力容器への注水</p> <p>(b) <u>復水輸送系による原子炉压力容器への注水</u></p>	<p>て、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉の除熱ができない場合、原子炉浄化系を使用 (以下, ③の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①, ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、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 50 条の重大事故対処設備, 48 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 (以下, ④の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、47 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) を新たに設置したことから、復水輸送系を自主</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) 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>(b) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉压力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p>	<p>(d) 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>(b) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 電源復旧後の原子炉压力容器への注水</p> <p>(b) <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水</u></p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系 (常設)</u> による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>(d) <u>補給水系</u>による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(e) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p>	<p>(c) 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>(d) <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉压力容器への注水</p> <p>(b) <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水</u></p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) <u>復水輸送系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(d) <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p><u>a. 低圧代替注水</u></p>	<p>対策設備として整備 (以下, ⑤の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 低圧炉心スプレイ系が設置されており, 重大事故等時の対応において復旧することを想定。</p> <p>また, 設計基準拡張設備として整備 (以下, ⑥の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・記載表現の相違</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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱</p> <p>1. 4. 2. 4 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. 4. 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. 4. 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. 4. 3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉圧力容器への注水</p> <p>5. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p>	<p>b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 3 <u>設計基準事故対処設備</u>による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>1. 4. 2. 4 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. 4. 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. 4. 2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料1. 4. 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. 4. 4 重大事故対策の成立性</p> <p>3. <u>補給水系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) <u>系統構成</u></p> <p>2. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) <u>系統構成</u></p>	<p>b. <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p>(a) <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p>c. <u>重大事故等時の対応手段の選択</u></p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系 (<u>原子炉停止時冷却モード</u>) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 4. 2. 3 <u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u>による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(3) <u>低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. 4. 2. 4 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. 4. 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. 4. 2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料 1. 4. 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. 4. 4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>2. <u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>3. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、</p> <p>1. 4. 2. 1(1)の対応手順と同様である旨を記載</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】</p> <p>⑥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、自主対策設備について記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【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>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>2. <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>3. <u>残留熱除去系 (C) 注入配管使用による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>4. <u>高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用による原子炉压力容器への注水</u></p>	<p>1. <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>(1) <u>低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)</u></p> <p>(2) <u>系統構成</u></p> <p>4. <u>原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p>	<p>4. <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)</p> <p>5. <u>残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉压力容器への注水</u></p> <p>6. <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水</u></p> <p>7. <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 重大事故等対策の成立性を見出し項目を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、柏崎 6/7 と同様な現場操作が必要な残留熱除去系 B 系及び C 系を使用する復水輸送系、消火系による原子炉压力容器への注水の成立性を添付資料 1. 4. 4-2, 3 にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</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、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【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> <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>6. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>7. <u>残留熱除去系注入配管使用による原子炉压力容器への注水（全交流動力電源喪失時）</u></p> <p>8. <u>高圧炉心注水系注入配管使用による原子炉压力容器への注水（全交流動力電源喪失時）</u></p>	<p>(1) <u>系統構成</u></p> <p>5. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱も同様）</p> <p>(1) <u>系統構成</u></p> <p>添付資料1. 4. 5 炉心損傷及び原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</p>	<p><u>熱</u></p> <p>8. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱も同様）</p> <p>9. <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>10. <u>低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. 4. 5 <u>炉心損傷及び原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 ③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，中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・運用の相違 【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> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，残留熱除去系配管使用による原子炉压力容器への注水（全交流動力電源喪失時）の成立性を添付資料 1. 4. 4-4 にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，炉心損傷及び原子炉压力容器</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>添付資料1.4.4 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1.4.6 <u>常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について</u></p> <p>添付資料1.4.7 原子炉圧力容器の破損判断について</p> <p>添付資料1.4.8 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について</p> <p>添付資料1.4.9 解釈一覧</p> <p>添付資料1.4.10 手順のリンク先について</p>	<p><u>添付資料1.4.6 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について</u></p> <p>添付資料 1.4.7 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><u>添付資料1.4.8 手順のリンク先について</u></p>	<p>器破損後の注水及び除熱の考え方について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しないことから、同様の添付資料は作成不要と整理 ・記載表現の相違 【東海第二】 原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について記載 ・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>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>(2)</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> </div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備してあり、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> </div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;">a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> </div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。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>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4.1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<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、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4-1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<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、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、<u>これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け</u>重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4-1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<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、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にす</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スパージャ</u> ・給水系配管・弁・<u>スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ 	<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>である残留熱除去系（低圧注水系）若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水系）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ 	<p>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>である残留熱除去系（低圧注水モード）<u>若しくは低圧炉心スプレイ系</u>又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去ポンプ ・サプレッション・チェンバ <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、<u>配管を含むこととする。</u></p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱除去系（低圧注水モード）の熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含む ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管を使用しない ・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 57 条にて記載する整理（以下、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>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4.1表に整理する。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）並びに低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）並びに低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>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"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第二代替交流電源設備</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系及び補給水系</u>により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>(i) <u>低圧代替注水系（常設）</u>による発電用原子炉の冷却</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>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"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>、<u>復水輸送系及び消火系</u>により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>(i) <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による発電用原子炉の冷却</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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"> ・<u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u> ・<u>低圧原子炉代替注水槽</u> ・<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系 配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用交流電源設備</u> ・常設代替交流電源設備 	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤⑥の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管を使用しない ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・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>・代替所内電気設備</p>	<p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(v) <u>補給水系による発電用原子炉の冷却</u> 補給水系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>補給水系配管・弁</u> ・<u>消火系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系B系配管・弁</u> ・<u>原子炉压力容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>非常用交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(iii) <u>代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却</u> 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> ・<u>代替循環冷却系配管・弁</u> 	<p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>(ii) <u>復水輸送系による発電用原子炉の冷却</u> 復水輸送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"> ・<u>復水輸送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>復水輸送系 配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・<u>原子炉压力容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>非常用交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> 	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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</p> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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</p> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ ろ過水タンク ・ 消火系配管・弁 ・ <u>復水補給水系配管・弁</u> 	<p>(iv) 消火系による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系配管・弁・ストレナ</u> ・ <u>原子炉圧力容器</u> ・ <u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・ <u>残留熱除去系海水系ストレナ</u> ・ <u>緊急用海水ポンプ</u> ・ <u>緊急用海水系ストレナ</u> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・ <u>ホース</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>燃料給油設備</u> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u> ・ 消火系配管・弁 	<p>(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>補助消火ポンプ</u> ・ <u>消火ポンプ</u> ・ <u>補助消火水槽</u> ・ ろ過水タンク ・ 消火系 配管・弁 ・ <u>復水輸送系 配管・弁</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の消火ポンプは電動駆動 (以下, ⑧の相違) ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能 ・ 設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違によ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> ・ <u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 非常用交流電源設備 ・ 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 ・ 代替所内電気設備 ・ <u>燃料補給設備</u> (ii) <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却 <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>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。 ・ <u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u> ・ <u>防火水槽</u> ・ <u>淡水貯水池</u> ・ ホース・接続口 ・ <u>復水補給水系配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系B系配管・弁</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 非常用交流電源設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> (ii) <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却 <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>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。 ・ <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・ <u>西側淡水貯水設備</u> ・ <u>代替淡水貯槽</u> ・ ホース ・ <u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系C系配管・弁</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 非常用交流電源設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ <u>代替所内電気設備</u> (iv) <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却 <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>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。 ・ <u>大量送水車</u> ・ <u>輪谷貯水槽（西）</u> ・ ホース・<u>接続口</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁</u> 	<p>る注水経路の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管を使用しない ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①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 ・ 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、大量送水車のみで注水する ・ 記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、接続口と低圧原子炉代替注水系配管を区別して記載 ・ 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><u>・給水系配管・弁・スパーージャ</u> <u>・高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備</p> <p><u>・第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・代替所内電気設備 ・燃料補給設備</p> <p><u>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却は、<u>防火水槽又は淡水貯水池の淡水</u>だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパーージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代</u></p>	<p><u>・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p> <p>なお、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却は、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水</u>だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系C系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、</u></p>	<p>・原子炉圧力容器 <u>・非常用交流電源設備</u> ・常設代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p><u>・代替所内電気設備</u> ・燃料補給設備</p> <p><u>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による発電用原子炉の冷却は<u>輪谷貯水槽（西）</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、大量送水車、ホース・接続口、常設代替交流</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパーージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管及び低圧炉心スプレイ系配管を使用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施</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>替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池</u>は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.1)</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残留熱除去系（低圧注水モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> <u>残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、発電用原子炉が高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</u> <u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u> ・<u>復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁</u> <p style="text-align: center;">耐震性は確保されていないが、使用可能であれば発電用原子</p>	<p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、ホース、<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ及び燃料給油設備</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: right;">(添付資料 1.4.1)</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残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> <u>残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、発電用原子炉が高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</u> <u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u> ・<u>復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁</u> <p style="text-align: center;">耐震性は確保されていないが、使用可能であれば発電用原子</p>	<p>電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、燃料補給設備は、いずれも重大事故等対処設備として位置付ける。<u>輪谷貯水槽 (西)</u>は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。<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 1.4.1)</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残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</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>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク、復水輸送系配管・弁</u> <u>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば</u> 	<p>島根2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管及び低圧炉心スプレイ系配管を使用しない</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、代替淡水源を措置として位置付けている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが，<u>復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系(B)及び(C)配管・弁・スパージャ^{※1}</u> <u>当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉圧力容器への注水流量が少ない，注水流量の監視ができない，現場での系統構成が必要）があるが，残留熱除去系(A)及び(B)配管から注水ができない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u> <u>※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち，復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁は重大事故等対処設備であるが，原子炉圧力容器への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置付ける。</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，</u></p>	<p>炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，消火系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.4.2)</p>	<p><u>発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.4.2)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違 島根 2号炉は，補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており，当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の消火系は低圧原子炉代替注水系（常設）又は（可搬型）と同等の流量は確保できないため記載していない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，自主対策設備について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</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><u>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>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却ができない場合は、 「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は<u>第二代替交流電源設備</u>を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は<u>代替原子炉補機冷却系</u>により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>及び<u>代替原子炉補機冷却系</u>へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スパージャ</u> 	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>（以下「<u>メタルクラッド開閉装置</u>」を「<u>M/C</u>」という。）を受電した後、緊急用M/Cから<u>M/C 2C</u>又は<u>M/C 2D</u>へ電源を供給し、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系</u>又は<u>代替残留熱除去系海水系</u>により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び<u>代替残留熱除去系海水系</u>へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて<u>緊急用メタクラ</u>（以下、「<u>緊急用M/C</u>」という。）を受電した後、緊急用M/Cから<u>非常用所内電気設備</u>である<u>非常用高圧母線C系</u>（以下、「<u>M/C C系</u>」という。）及びD系（以下、「<u>M/C D系</u>」という。）へ電源を供給し、<u>原子炉補機冷却系</u>又は<u>原子炉補機代替冷却系</u>により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）<u>又は低圧炉心スプレイ系</u>を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び<u>原子炉補機代替冷却系</u>へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）<u>又は低圧炉心スプレイ系</u>を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②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>・給水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・原子炉压力容器 ・原子炉補機冷却系</p> <p>・<u>代替原子炉補機冷却系</u></p> <p>・常設代替交流電源設備 <u>・第二代替交流電源設備</u></p> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</p>	<p>・<u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・原子炉压力容器 ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレナ</u></p> <p>・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレナ</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・<u>ホース</u> ・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水系）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。</p> <p>(ii) 代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</p>	<p>・原子炉压力容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u></p> <p>・<u>原子炉補機代替冷却系</u></p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</p> <p>(ii) <u>代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管を使用しない</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱除去系（低圧注水モード）の熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含む</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】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、<u>代替原子炉補機冷却系</u>及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ</u>、<u>給水系配管・弁・スパーージャ</u>及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。</p> <p>(添付資料 1. 4. 1)</p>	<p>代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ・原子炉圧力容器 ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u> ・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレーナ</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・<u>ホース</u> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、<u>残留熱除去系ポンプ</u>、サプレッション・チェンバ、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u>、原子炉圧力容器、<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>、常設代替交流電源設備、低圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ及び<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. 4. 1)</p>	<p><u>代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧炉心スプレイポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉補機冷却系</u> <p>・<u>原子炉補機代替冷却系</u></p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u></p> <p>ii) 重大事故等対処設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、<u>原子炉補機代替冷却系</u>、<u>代替所内電気設備</u>及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、<u>残留熱除去ポンプ</u>、<u>低圧炉心スプレイポンプ</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u>、<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ</u>及び原子炉補機冷却系は<u>重大事故等対処設備（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>(添付資料 1. 4. 1)</p>	<p>⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②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】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①⑥の相違</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパーージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管を使用しない</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱除去系（低圧注水モ</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>以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p><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></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>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，<u>低圧代替注水系（常設）</u>，<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>及び消火系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>(i) <u>低圧代替注水系（常設）</u>による残存溶融炉心の冷却</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<u>残留熱除去系海水系</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>可搬型代替注水大型ポンプ，ホース</u></p> <p><u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり，使用できない場合があるが，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が使用可能となれば，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>(添付資料 1.4.2)</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，<u>低圧代替注水系（常設）</u>，<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>，<u>代替循環冷却系</u>，<u>消火系</u>及び<u>補給水系</u>により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>(i) <u>低圧代替注水系（常設）</u>による残存溶融炉心の冷却</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<u>原子炉補機冷却系</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>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>i) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>，<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>，<u>復水輸送系</u>及び消火系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>(i) <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による残存溶融</p>	<p>ード)の熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含む</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤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>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵槽 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・代替所内電気設備</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(v) <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却</u> 補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 	<p>炉心の冷却</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁 <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>(ii) <u>復水輸送系による残存溶融炉心の冷却</u> <u>復水輸送系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系配管・弁 <p>・<u>残留熱除去系配管・弁</u></p> <p>・<u>原子炉圧力容器</u></p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管を使用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 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>⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>配管構成の相違による注水経路の相違</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>(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>(iii) <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</u> <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u> ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> ・<u>代替循環冷却系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u> ・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレーナ</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・<u>ホース</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>補助消火ポンプ</u> 	<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】 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 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</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"> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ ろ過水タンク ・ 消火系配管・弁 ・ <u>復水補給水系配管・弁</u> ・ 残留熱除去系配管・弁・<u>スパージャ</u> ・ <u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>第二代替交流電源設備</u> ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 代替所内電気設備 ・ <u>燃料補給設備</u> (ii) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。 ・ <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> ・ 防火水槽 ・ <u>淡水貯水池</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u> ・ 消火系配管・弁 ・ 残留熱除去系B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 ・ <u>非常用交流電源設備</u> ・ <u>燃料給油設備</u> (ii) <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。 ・ <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・ <u>西側淡水貯水設備</u> ・ <u>代替淡水貯槽</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>消火ポンプ</u> ・ <u>補助消火水槽</u> ・ <u>ろ過水タンク</u> ・ 消火系 配管・弁 ・ <u>復水輸送系 配管・弁</u> ・ 残留熱除去系 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 ・ <u>代替所内電気設備</u> (iv) <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u> による残存溶融炉心の冷却 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。 ・ <u>大量送水車</u> ・ <u>輪谷貯水槽 (西)</u> 	<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 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また, 配管構成の相違により給水系配管を使用しない ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①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 ・ 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, 大量送水車のみで注水する

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"> ・ホース・接続口 ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による残存用炉心の冷却は、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵槽</u>、<u>復水補給水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ</u>、<u>残留熱除去系(A)配管・弁</u>、<u>給水系</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホース ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>なお、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却は、<u>代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系C系配管・弁</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>常設代替交流電</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ホース・<u>接続口</u> ・<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・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 ・<u>代替所内電気設備</u> ・燃料補給設備 <p>なお、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却は、<u>輪谷貯水槽（西）</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u>、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁</u>、<u>原子炉</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、接続口と低圧原子炉代替注水系配管を区別して記載 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、低圧炉心スプレイ系配管を使用しない ・設備の相違 【柏崎6/7】 ①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 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施 ・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><u>配管・弁・スパージャ</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池</u>は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.4.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、<u>ろ過水タンク</u>、<u>消火系配</u></p>	<p><u>源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>ホース</u>、<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u>、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>、<u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>代替循環冷却系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u>、<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>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 1.4.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>ホース</u> <u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>復水移送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク</u>、<u>補給水系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、<u>ろ過水貯蔵タンク</u>、<u>多目</u></p>	<p>圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、燃料補給設備、<u>大量送水車</u>、ホース・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>輪谷貯水槽 (西)</u>は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>(添付資料 1.4.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>復水輸送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク</u>、<u>復水輸送系配管・弁</u> <u>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば残存した溶融炉心を冷却する手順として有効である。</u></p> <p>・<u>補助消火ポンプ</u>、<u>消火ポンプ</u>、<u>補助消火水槽</u>、<u>ろ</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管及び低圧炉心スプレイ系配管を使用しない</p> <p>【東海第二】 ②④の相違 島根 2号炉は、代替淡水源を措置として位置付けている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤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>管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、<u>復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) と同等の機能 (流量) を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、<u>常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、<u>低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型) 及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</u></p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p>	<p><u>的タンク</u>、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.4.2)</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、<u>低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</u></p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p>	<p><u>過水タンク</u>、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1.4.2)</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)、復水輸送系及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</u></p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>島根 2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の消火系は低圧原子炉代替注水系 (常設) 又は (可搬型) と同等の流量は確保できないため記載していない</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、自主対策設備について記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤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>以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計</p>	<p>ii) <u>原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</u> 非常用電源が使用可能な場合において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、<u>原子炉冷却材浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</u></p> <p>(i) <u>原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</u> 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉冷却材浄化系ポンプ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器</u> ・<u>再循環系配管・弁</u> ・<u>原子炉冷却材浄化系配管・弁</u></p> <p>・<u>給水系配管・弁</u> ・<u>原子炉補機冷却系ポンプ</u> ・<u>原子炉補機冷却系熱交換器</u> ・<u>原子炉補機冷却系配管・弁</u> ・<u>補機冷却系海水系ポンプ</u></p> <p>iii) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 低圧代替注水で使用する設備において、重大事故対処設備としての位置付けは、「a.(a)i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。 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>全て網羅されている。</u> (添付資料 1.4.1) 以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉停止</p>	<p><u>ii 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u> 非常用電源が使用可能な場合において、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、原子炉浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</u></p> <p>(i) <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u> 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉浄化補助ポンプ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉浄化系非再生熱交換器</u> ・<u>原子炉再循環系 配管・弁</u> ・<u>原子炉浄化系 配管・弁</u></p> <p>・<u>給水系 配管・弁・スパージャ</u> ・<u>原子炉補機冷却系</u></p> <p>iii) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 低圧代替注水で使用する設備において、<u>重大事故等</u>対処設備としての位置付けは、「<u>a.(a)i 低圧代替注水</u>」で選定した設備と同様である。 これらの選定した設備は、<u>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。</u> (添付資料 1.4.1) 以上の<u>重大事故等対処設備</u>により、発電用原子炉停</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、発電用原子炉停止中における原子炉浄化系による除熱においては、低圧の原子炉浄化補助ポンプを使用</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、発電用原子炉停止中における原子炉浄化系による除熱は、給水系配管のスパージャを使用</p> <p>・記載表現の相違 【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>基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備 i) 復旧 発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を</p>	<p>中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・原子炉冷却材浄化系、<u>原子炉補機冷却系ポンプ</u>、<u>原子炉補機冷却系熱交換器</u>、<u>原子炉補機冷却系配管・弁</u>、<u>補機冷却系海水系ポンプ</u></p> <p>原子炉運転停止直後の発電用原子炉からの除熱を行うための十分な熱交換量が確保できず、耐震性は確保されていないが、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</p> <p>(添付資料 1. 4. 2)</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備 i) 復旧 発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i) 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから<u>M/C 2C</u>又は<u>M/C 2D</u>へ電源を供給し、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系</u>又は<u>代替残留熱除去系海水系</u>により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、</p>	<p>止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>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>原子炉浄化系</u>、<u>原子炉補機冷却系</u></p> <p><u>原子炉運転停止直後の発電用原子炉からの除熱を行うための十分な熱交換量が確保できず、耐震性は確保されていないが、原子炉浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</u></p> <p>(添付資料 1. 4. 2)</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備 i) 復旧 発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は「(a) i 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから<u>非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系</u>へ電源を供給し、<u>原子炉補機冷却系</u>又は<u>原子炉補機代替冷却系</u>により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期</p>	<p>島根2号炉は、審査基準、基準規則と対処設備との対応表について記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉補機冷却系の機器を系統としてまとめて記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、自主対策設備について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 ・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>十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・<u>スパーージャ</u> ・給水系配管・弁・<u>スパーージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> <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>ii) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p>	<p>運転継続することが可能である。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁 ・再循環系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレナ</u> ・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレナ</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・<u>ホース</u> <p>・常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料給油設備</u> <p>ii) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p>	<p>間、運転継続することが可能である。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・<u>ジェットポンプ</u> ・<u>原子炉再循環系配管</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉補機冷却系</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉補機代替冷却系</u> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <p>ii) <u>重大事故等対処設備</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパーージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管を使用せず、ジェットポンプ、原子炉再循環系配管を使用</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、再循環系の弁を流路として含んでいない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・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>復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、<u>代替原子炉補機冷却系</u>及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付け、<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u>、<u>給水系配管・弁・スパージャ</u>及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て網羅</u>されている。</p> <p>(添付資料 1.4.1)</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原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</p> <p><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>復旧で使用する設備のうち、<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>残留熱除去系配管・弁</u>、<u>再循環系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水系ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>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>全て網羅</u>されている。</p> <p>(添付資料 1.4.1)</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<u>残留熱除去系海水系</u>が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</p> <p><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>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>ホース敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルート</u> <u>の復旧には不確実さがあり、使用できない場合がある</u></p>	<p>復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、<u>原子炉補機代替冷却系</u>及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付け、<u>残留熱除去ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>残留熱除去系配管・弁</u>・<u>ジェットポンプ</u>、<u>原子炉再循環系配管</u>及び<u>原子炉補機冷却系</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>すべて網羅</u>されている。</p> <p>(添付資料 1.4.1)</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<u>原子炉補機冷却系</u>が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</p>	<p>【柏崎 6/7】 ①の相違 島根 2号炉は、残留熱除去系の注水配管にスパージャを使用していない。また、配管構成の相違により給水系配管を使用せず、ジェットポンプ、原子炉再循環系配管を使用</p> <p>【東海第二】 ②の相違 ・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>【東海第二】 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>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として<u>事故時運転操作手順書（徴候ベース）</u>（以下「EOP」という。）、<u>事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）</u>（以下「SOP」という。）、<u>事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）</u>（以下「停止時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1.4.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.4.2表、第1.4.3表）。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.2)</p>	<p><u>が、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能となれば、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.2)</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として、「<u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）</u>」、「<u>非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）</u>」、「<u>非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）</u>」、「<u>AM設備別操作手順書</u>」及び「<u>重大事故等対策要領</u>」に定める（第1.4-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.4-2表、第1.4-3表）。</p> <p><u>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3)</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として<u>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</u>、<u>原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）</u>及び<u>事故時操作要領書（シビアアクシデント）</u>（以下「SOP」という。）に定める。（第1.4-1表）</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する。（第1.4-2表、第1.4-3表）</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3)</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、停止時徴候ベースの内容を事故時操作要領書（徴候ベース）に合わせて記載し制定</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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>が故障により使用できない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>及び<u>消火系</u>による原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、<u>上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記代替注水手段のうち2系以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>消火系</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>の順で選択する。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、<u>高圧炉心注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>及び<u>低圧炉心スプレイ系</u>が故障により使用できない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>及び<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系及び補給水系</u>の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系及び補給水系</u>の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、<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>補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(a) <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系、<u>高圧炉心スプレイ系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>及び<u>低圧炉心スプレイ系</u>が故障により使用できない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>及び<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>、<u>復水輸送系及び消火系</u>の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>、<u>復水輸送系及び消火系</u>の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、<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>、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(a) <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、記載している系統1系統以上で必要な注水量を確保できるため、1系統以上確保した時点で減圧を実施</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ④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>原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、<u>低圧代替注水系（常設）</u>及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>復水貯蔵槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図から第1.4.11図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p>	<p>子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、<u>低圧代替注水系（常設）</u>が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、<u>原子炉冷却材浄化系吸込弁</u>の閉を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、<u>原子炉冷却材浄化系吸込弁</u>を全閉とする。</p>	<p>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>低圧原子炉代替注水槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii 操作手順</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-7図に、タイムチャートを第1.4-8図に示す。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。また、<u>原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B-原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B-原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B-CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁の全閉操作を指示する。</u></p> <p>②<u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合</u></p> <p>中央制御室運転員Aは、<u>非常用コントロールセンタ切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B-原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B-原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B-CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。</u></p>	<p>島根2号炉の原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系に含めない</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているが、島根1号炉は廃止措置段階にあることから、島根1/2号炉の当直長の指揮に基づき運転操作対応を実施。柏崎6/7号炉は、各運転号炉の当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施（以下、⑨の相違）</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、<u>注水に必要な電動弁の電源切替え操作について記載</u></p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>②中央制御室運転員 A 及び B は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、<u>電動弁及び監視計器の電源が確保されていること</u>を状態表示にて確認する。</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、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</u></p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>②^b<u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合</u> 現場運転員 B 及び C は、<u>SA 電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な A-RHR 注水弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B-原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B-原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B-CUW 入口元弁、RPV ドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。</u></p> <p>③中央制御室運転員 A は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な<u>電動弁の電源が確保されたこと並びに</u>ポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、<u>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、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</u></p>	<p>炉冷却材喪失事象が確認された場合の隔離操作についても記載</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、注水に必要な電動弁の電源切替え操作について記載 ・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 号炉は、操作者及び確認者の 2 名を記載（以下、⑩の相違） ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、緊急時対策本部にて負荷容量確認を実施 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系を新

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水移送ポンプ</u> (2 台) の起動操作を実施し、<u>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^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^c <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p>	<p>④<u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系(常設)の使用モードを選択し、低圧代替注水系(常設)を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプの起動、及び常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約 2.0MPa [gage] 以上であることを確認するとともに常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。</u></p>	<p>⑤<u>中央制御室運転員 A は、中央制御室にて A-RH R 注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥<u>中央制御室運転員 A は、中央制御室にて低圧原子炉代替注水ポンプ (1 台) の起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水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>設し、残留熱除去系配管へ直接接続しているため、他系統へのバイパス流防止措置は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の操作順序の相違 (実質的な相違なし) ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、使用モードを選択して起動操作を実施することにより、ポンプ起動ならびに系統構成が実施される ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 必要な運転台数の違い ・運用の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の操作順序の相違 (実質的な相違なし) ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違

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>⑥^d 高圧炉心注水系(B) 注入配管使用の場合</u> 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)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥^e 高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p><u>⑧^a 残留熱除去系(B) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑧^b 残留熱除去系(A) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑧^c 残留熱除去系(C) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑧^d 高圧炉心注水系(B) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑧^e 高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑨^a 残留熱除去系(B) 注入配管使用の場合</u> 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復水補給水系流量 (RHR B 系</u></p>	<p><u>⑤発電長は、原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p><u>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 C 系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>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始まったことを低圧代替注水系</u></p>	<p><u>⑦当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p><u>⑧中央制御室運転員 A は、FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑨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代替注水流量（常設）指示値</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉の吐出圧力の規定値は添付資料 1.4.7にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・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>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>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</u></p> <p>⑨^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 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復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</u></p> <p>⑨^c <u>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u> 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原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</u></p> <p>⑩現場運転員C及びDは、<u>復水移送ポンプの水源確保と</u></p>	<p>原子炉注水流量(常設ライン用)、(常設ライン狭帯域用)指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<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。</p> <p>なお、<u>原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p>	<p>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>※<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、A-RHR注水弁を全閉後、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁を全開、FLSR注水隔離弁を調整開としてスプレイを実施する。</u></p>	<p>⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 ・運用の相違 【東海第二】 東海第二が新設する常設低圧代替注水系は、各種注水が同時に可能なため、RPV注水とPCV注水を同時に実施するが、島根2号炉は同時注水せず、系統構成により各種注水を使い分ける ・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・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><u>作) を実施する。</u></p> <p>⑩当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき</u>、緊急時対策本部に<u>復水貯蔵槽</u>の補給を依頼する。</p>		<p>⑩当直長は、緊急時対策本部に<u>低圧原子炉代替注水槽</u>の補給を依頼する。</p>	<p>に低圧原子炉代替注水系（常設）を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切り替え操作は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>iii. 操作の成立性</p> <p><u>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内</u></p> <p><u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</u></p> <p><u>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合:約40分</u></p> <p><u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約25分</u></p> <p><u>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約30分</u></p> <p><u>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</u></p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて</p>	<p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等(当直運転員)2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</u></p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運</p>	<p>iii 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作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低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始まで20分以内で可能である。</u></p> <p>なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、<u>原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。</u></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、⑩の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系(常設)を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作に要する時間を記載</p> <p>・体制の相違 【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><u>作業を実施する。</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 1.4.3-1, <u>1.4.3-3, 1.4.3-4</u>)</p>	<p><u>転員等(当直運転員)1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</u></p> <p>(e) <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、<u>低圧代替注水系(常設)</u>、<u>代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず</u>、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、<u>補給水系が使用可能な場合^{※1}</u>。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-19図に、タイムチャートを第1.4-20図に示す。</u></p>	<p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料 1.4.4-1)</p> <p>(b) <u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができず</u>、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、<u>復水輸送系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}</u>。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-9図に、タイムチャートを第1.4-10図及び第1.4-11図に示す。</u></p> <p><u>(各注入配管使用の場合について、手順⑤⑦⑧以外は同様。)</u></p>	<p>島根2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、<u>現場操作があるため記載</u></p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号の低圧原子炉代替注水系(常設)による注水は、<u>残留熱除系配管(A)のみ使用</u></p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑤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>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>③<u>発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えを依頼する。</u></p> <p>④<u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切替えを指示する。</u></p> <p>⑤<u>重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切替えを実施し、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えが完了したことを報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑥<u>運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系-消火系連絡ライン止め弁を全開とする。</u></p> <p>⑦<u>運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を全閉とする。</u></p> <p>⑧<u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を全開とする。</u></p> <p>⑨<u>発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水準備のため、復水移送ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑩<u>運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</u></p>	<p>①<u>当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>中央制御室運転員Aは復水輸送系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③<u>中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止対策としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>④<u>中央制御室運転員Aは、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑤^a<u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の全開操作を行う。</u></p> <p>⑤^b<u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、B-RHR注水弁の全開操作を行う。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉に閉止フランジはない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の吐出圧力の規定値は添付資料1.4.7にて記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</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発電長は、<u>原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>なお、<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイを実施する場合は、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</u></p>	<p>⑤^c<u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員Aは、<u>C-RHR注水弁の全開操作を行う。</u></p> <p>⑥当直長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が復水輸送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に復水輸送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>⑦^a<u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員Aは、<u>A-RHR R P V代替注水弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑦^b<u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 現場運転員B及びCは、<u>B-RHR注水配管洗浄元弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑦^c<u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> 現場運転員B及びCは、<u>C-RHR注水配管洗浄元弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑧^a<u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員Aは、<u>原子炉への注水が開始されたことをR P V / P C V注入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長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>※<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、A-RHR注水弁を全閉後、A-RHRドライウェル第1スプレイ弁、A-RHRドライウェル第2スプレイ弁を全開、A-RHR R P V代替注水弁を調整開としてスプレイを実施する。</u></p> <p>⑧^b<u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員Aは、<u>原子炉への注水が開始さ</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の原子炉圧力容器内の圧力は添付資料1.4.7にて記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</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>iii) 操作の成立性</p> <p><u>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉压力容器への注水開始まで110分以内で可能である。</u></p> <p>なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、<u>原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</u></p> <p><u>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制に</u></p>	<p>れたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>当直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。</u></p> <p><u>※原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉压力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、B-RHR注水弁を全閉後、B-RHRドライウェル第1スプレイ弁、B-RHRドライウェル第2スプレイ弁を全開、B-RHR注水配管洗浄元弁を調整開としてスプレイを実施する。</u></p> <p>⑧°<u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u></p> <p><u>中央制御室運転員Aは、原子炉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。</u></p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>残留熱除去系（A）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉压力容器への注水操作は、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復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで20分以内で可能である。</u></p> <p><u>残留熱除去系（B）又は残留熱除去系（C）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉压力容器への注水操作は、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復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで30分以内で可能である。</u></p> <p><u>なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで30分以内で可能である。</u></p>	<p>配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作を記載</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・体制の相違</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>(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合※1。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、<u>燃料</u>及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.20図に、タイムチャートを第1.4.21図から第1.4.24図に示す。</p>	<p>おいては、<u>中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名により実施し、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。</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1.4.4)</p> <p>(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）<u>及び代替循環冷却系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系が使用可能な場合※1。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、<u>燃料</u>及び水源（<u>ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-17図に、タイムチャートを第1.4-18図に示す。</p>	<p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料1.4.4-2)</p> <p>(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系</u>、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）、<u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u>ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系<u>及び注入配管</u>が使用可能な場合※1。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、<u>電源</u>及び水源（<u>補助消火水槽又はろ過水タンク</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-13図及び第1.4-14図に示す（<u>補</u></p>	<p>島根2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系に含めない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤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】 ⑧の相違</p> <p>島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</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>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、<u>ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</u></p> <p>③^a <u>残留熱除去系 (B) 又は残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③^b <u>残留熱除去系 (C)、高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 E 及び F は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等はタービン建屋にて、<u>補助ボイラ冷却水元弁を全閉とする。</u></p> <p>④発電長は、<u>運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</u></p>	<p><u>助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について、手順④、⑦以外は同様。また、各注水配管使用の場合について、手順⑥、⑧、⑨以外は同様。)</u></p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員</u>に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、<u>復水輸送系バイパス流防止対策として CWT T/B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>④^a <u>補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水</u></p>	<p>【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、2 号炉の中央制御室にて操作</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、消火系による原子炉圧力容器への注水を行う場合の電源確保操作は技術的能力 1. 14 の手順にて整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑩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中央制御室運転員 A 及び B は、<u>消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第 1, 第 2 連絡弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^a <u>残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁 (B) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁 (A) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^c <u>残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁 (C) の全開操作を実施する。</u> なお、<u>電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系注入弁 (C) の現場での手動全開操作を実施する。</u></p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約 0.79MPa [gage] 以上であることを確認する。</u></p>	<p><u>する場合</u> 中央制御室運転員 A は、<u>補助消火ポンプを起動する。</u></p> <p>④^b <u>消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合</u> 中央制御室運転員 A は、<u>消火ポンプの起動操作を実施し、消火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>⑤中央制御室運転員 A は <u>CWT 系・消火系連絡止め弁 (消火系) の全開操作、CWT 系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A は、<u>A-RHR 注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A は、<u>B-RHR 注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^c <u>残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A は、<u>C-RHR 注水弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の操作順序の相違 (実質的な相違なし) ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の消火ポンプ吐出圧力の規定値は添付資料 1.4.7 にて記載 ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は連絡弁の操作不要</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、消火ポンプの駆動源が電源のため、電源確保を前</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>⑦^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>⑧5 号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑪^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>⑪^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</p>	<p>⑥発電長は、原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁及び残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施する。</p>	<p>⑦^a 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合 当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑦^b 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合 当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑧^a 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A は A-RHR R P V 代替注水弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</p>	<p>提としている ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、消火ポンプの駆動源が電源のため、電源確保を前提としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、2 号炉の中央制御室にて操作</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩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>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁 (A) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪^c <u>残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系洗浄水弁 (C) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪^d <u>高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (B) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪^e <u>高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合</u> 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (C) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑫^a <u>残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合</u> 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<u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p> <p>※ 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>残留熱除去系注入弁 (B) を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) 及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) を全開してスプレイを実施する。</u></p> <p>⑫^b <u>残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合</u> 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<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p>	<p>⑧ <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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p> <p>なお、<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系 B 系注入弁の全閉後、残留熱除去系 B 系 D / W スプレイ弁又は残留熱除去系 B 系 S / C スプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</u></p>	<p><u>現場運転員 B 及び C は、B-RHR 注水配管洗浄元弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧^c <u>残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合</u> <u>現場運転員 B 及び C は、C-RHR 注水配管洗浄元弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨^a <u>残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合</u> 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 <u>RPV / PCV 注入流量の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p> <p>※ 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>A-RHR 注水弁を全閉後、A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁、A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁を全開、A-RHR RPV 代替注水弁を調整開としてスプレイを実施する。</u></p> <p>⑨^b <u>残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合</u> 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原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p> <p>※ 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>B-RHR 注水弁を</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱</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>⑫° <u>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</u></p> <p>⑬<u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>iii 操作の成立性 <u>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</u> <u>残留熱除去系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約40分で可能である。</u> <u>高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで約30分で可能である。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性 <u>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等(当直運転員)3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、</p>	<p><u>全閉後、B-RHRドライウェル第1スプレィ弁、B-RHRドライウェル第2スプレィ弁を全開、B-RHR注水配管洗浄元弁を調整開としてスプレィを実施する。</u></p> <p>⑨° <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉水位低(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>iii 操作の成立性 <u>残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで25分以内で可能である。</u></p> <p><u>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、</p>	<p>除去系(B)注入配管を使用した消火系による注水の確認は原子炉水位により確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、注入ラインが全て中央制御室から操作可能であるのは残留熱除去系(A)注入配管のみ ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 1.4.3-3, 1.4.3-4, 1.4.3-5)</p> <p>(b) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。</p>	<p>原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</p> <p>さらに、<u>発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員)3名により実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。</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 1.4.4)</p> <p>(b) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>が使用可能な場合^{*1}。</p>	<p><u>原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで30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 1.4.4-3)</p> <p>(d) <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>及び注入配管が使用可能な場</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作に要する時間を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ①の相違 ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>配管構成の相違による注水経路の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資料構成の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は電源確保を技術的能力 1.14にて整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉の原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系に含めな</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: 設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順 <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.4図に、概要図を第1.4.12図及び第1.4.18図に、タイムチャートを第1.4.13図から第1.4.17図及び第1.4.19図に示す。</p> <p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼す</u></p>	<p>※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順 <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-10図及び第1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-11図、第1.4-13図及び第1.4-14図に示す（<u>残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑤以外同様。</u>）。</p> <p><u>【交流動力電源が確保されている場合】</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低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p>	<p>合※1。 ※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>輪谷貯水槽（西）</u>）が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順 <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-15図及び第1.4-18図に、タイムチャートを第1.4-16図、第1.4-17図及び第1.4-19図に示す（<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）</u>を使用した原子炉圧力容器への注水手順は、<u>手順⑤⑧⑩以外は同様。</u>）。</p> <p>[交流動力電源が確保されている場合]</p> <p>①当直長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②当直長は、<u>運転員に残留熱除去系A系配管又は残留熱除去系B系配管を使用した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の準備開始を指示する。</u></p>	<p>い</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、同様である手順について記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 のホース接続依頼については手順②にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の接続口への接続依頼は手順①</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>る。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑤現場運転員 C 及び D は、<u>MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系 C 系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施する。また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>④発電長は、<u>原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</p>	<p>③中央制御室運転員 A は、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な A-RHR 注水弁又は B-RHR 注水弁の電源切替え操作を実施する。また、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、<u>運転員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</p>	<p>にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉圧力の指示値に関わらず系統構成を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系を新設し、残留熱除去系配管へ直接接続しているため、他系統へのバイパス流防止措置は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、接続口の隔離弁は原子炉建物外側のみであり、操作手順⑧にて開操作を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>配管構成の相違による注水経路の相違</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>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^c <u>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^c <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^d <u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力指示値が</u></p>	<p>⑤^a <u>残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</u></p> <p>⑤^b <u>低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</u></p>	<p>⑤^a <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> 中央制御室運転員 A は <u>A-RHR 注水弁</u> の全開操作及び <u>FLSR 注水隔離弁</u> の全開操作を実施する。</p> <p>⑤^b <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> 中央制御室運転員 A は <u>B-RHR 注水弁</u> の全開操作を実施する。</p> <p>⑤^c <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u> <u>中央制御室運転員 A は B-RHR 注水弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</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>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (B) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦° <u>高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (C) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧ <u>緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑨ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p>	<p>⑥ <u>発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑦ <u>災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑧ <u>重大事故等対応要員は、低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p>	<p>⑥ <u>当直長は、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑦ <u>緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車の起動を指示する。</u></p> <p>⑧° <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、A - 低圧原子炉代替注水元弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑧° <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、B - 低圧原子炉代替注水元弁の全開操作を実施し、</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、送水開始報告を手順⑩にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、緊急時対策本部への送水開始報告を当直長が行う</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑩当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑫^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p>	<p>⑨発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p>	<p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑧^c <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）</u> <u>緊急時対策要員は、FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、中央制御室運転員 A に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の確認を指示する。</p> <p>⑩^a <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>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低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、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※ <u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</u></p> <p>⑫^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p>		<p>※<u>原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>⑩^b <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> 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<u>低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、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p> <p>※<u>原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>⑩^c <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、注水先を切り替えるが、島根 2号炉の大量送水車は、低圧原子炉代替注水及び格納容器代替スプレイを同時に可能な設計であるため、低圧原子炉代替注水を停止することなくスプレイを実施できる</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作を記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作を記載</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手</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>⑫° <u>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員A及びBは、原子炉压力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉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>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u> [全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p>	<p>⑩発電長は、<u>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</u> 【全交流動力電源が喪失している場合】</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低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の接続を依頼する。</u></p> <p>②発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水準備開始を指示する。</u></p>	<p><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低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、当直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。</u> <u>※原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>⑩当直長は、<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が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u> [全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>①当直長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水系(可搬型)の接続を依頼する。</u></p> <p>②当直長は、<u>運転員に残留熱除去系A系配管又は残留熱除去系B系配管を使用した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準備開始を指示する。</u></p>	<p>順を整理</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、ホース接続依頼について手順②にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、接続口への接続依頼等を手順①にて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③中央制御室運転員Aは、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、<u>復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑤現場運転員C及びDは、<u>MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する(当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う)。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u></p> <p>現場運転員C及びDは、<u>残留熱除去系注入弁(B)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u></p> <p>現場運転員C及びDは、<u>残留熱除去系注入弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p>	<p>③運転員等は、<u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>④発電長は、<u>原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</u></p>	<p>③中央制御室運転員Aは、<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④当直長は、<u>運転員に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の系統構成を指示する。</u></p> <p>⑤^a <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> 現場運転員B及びCは、<u>A-RHR注水弁及びF.L.S.R注水隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤^b <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> 現場運転員B及びCは、<u>B-RHR注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤^c <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用した原子炉圧力容器への注水の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力の指示値に関わらず系統構成を実施</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系を新設し、残留熱除去系配管へ直接接続しているため、他系統へのバイパス流防止措置は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、接続口の隔離弁は原子炉建物外側のみであり、操作手順⑧にて開操作を実施</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、建物内接続口を使用した手</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>⑥^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u></p> <p><u>現場運転員C及びDは、残留熱除去系注入弁(C)及び残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</u></p> <p><u>現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(B)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u></p> <p><u>現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u></p>	<p><u>⑤^a 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u></p> <p><u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑤^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u></p> <p><u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p><u>⑦災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p><u>⑧重大事故等対応要員は、低圧代替注水系(可搬</u></p>	<p><u>現場運転員B及びCは、B-RHR注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥当直長は、緊急時対策本部に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するための原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p><u>⑦緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系(可搬型)として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系(可搬型)として使用する大量送水車の起動を指示する。</u></p> <p><u>⑧^a 低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)を</u></p>	<p>順を整理</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、系統構成完了を手順⑦にて記載</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、ポンプ起動依頼を手順②にて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の配備、ホース接続及び起動操作を行い、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧当直副長は、<u>原子炉压力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプ (A-2級)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に低圧代替注水系 (可搬型)による原子炉压力容器への注水確認を指示する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ (A-</u></p>	<p><u>型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、低圧代替注水系 (可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>運転員等に低圧代替注水系 (可搬型)による原子炉压力容器への注水の確認を指示する。</u></p>	<p><u>使用した原子炉压力容器への注水の場合</u> 緊急時対策要員は、<u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、A-低圧原子炉代替注水元弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>⑧^b低圧原子炉代替注水系 (可搬型)接続口 (西)を使用した原子炉压力容器への注水の場合</u> 緊急時対策要員は、<u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、B-低圧原子炉代替注水元弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>⑧^c低圧原子炉代替注水系 (可搬型)接続口 (建物内)を使用した原子炉压力容器への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u> 緊急時対策要員は、<u>FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>中央制御室運転員Aに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確認を指示する。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、送水開始報告を手順⑩にて記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策本部への送水開始報告を当直長が行う</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2 級) による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又は MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑪^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>当直副長</u>に報告する。<u>現場運転員 C 及び D</u>は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>⑪^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>当直副長</u>に報告する。<u>現場運転員 C 及び D</u>は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p>	<p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u>、<u>(常設ライン狭帯域用)</u>又は<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u>、<u>(可搬ライン狭帯域用)</u>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</p>	<p>⑩^a <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南)</u>を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</p> <p>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<u>低圧原子炉代替注水流量</u>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>当直長</u>に報告する。また、<u>緊急時対策要員</u>は中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>※<u>原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>⑩^b <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西)</u>を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</p> <p>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<u>低圧原子炉代替注水流量</u>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>当直長</u>に報告する。また、<u>緊急時対策要員</u>は中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、緊急時対策要員の弁操作により注水流量を調整</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作を記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨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>⑪° <u>残留熱除去系(C)及び高圧炉心注水系(B), (C)注入配管使用の場合中央制御室運転員Aは, 原子炉压力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し, 当直副長に報告する。現場運転員C及びDは, 中央制御室運転員の指示に基づき原子炉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>⑫当直長は, <u>当直副長からの依頼に基づき, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p>	<p>原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>⑪発電長は, <u>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p>	<p><u>※原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は, 原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い, 原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p><u>⑩°低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用した原子炉压力容器への注水の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u> <u>中央制御室運転員Aは原子炉压力容器への注水を開始されたことを低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, 当直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。</u> <u>※原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は, 原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い, 原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>⑪当直長は, <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が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>iii 操作の成立性</p>	<p>島根2号炉は, 緊急時対策要員の弁操作により注水流量を調整</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 建物内接続口を使用した手順を整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて、全交流動力電源が喪失している場合は1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</p> <p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約25分 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約65分 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約30分 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約55分</p> <p>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合：約135分</p>	<p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は作業開始を判断してから、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【交流動力電源が確保されている場合】</p> <p>【中央制御室からの操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)</p> <p>・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。</p> <p>【中央制御室からの操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：西側淡水貯水設備)</p> <p>・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</p> <p>【中央制御室からの操作(低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)</p> <p>・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</p> <p>【中央制御室からの操作(低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：西側淡水貯水設備)</p> <p>・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</p> <p>【全交流動力電源が喪失している場合】</p> <p>【現場操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水</p>	<p>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操作のうち、運転員が実施する原子炉棟内での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している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の想定時間は以下のとおり。</p> <p>[交流動力電源が確保されている場合]</p> <p>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合：25分以内</p> <p>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)使用の場合：50分以内</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>残留熱除去系(B)(C)注入配管使用の場合：約85分</u> <u>高圧炉心注水系(B)(C)注入配管使用の場合：約75分</u></p>	<p><u>源：代替淡水貯槽)</u> <u>・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。</u> <u>【現場操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：西側淡水貯水設備)</u> <u>・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、165分以内で可能である。</u> <u>【現場操作(低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)</u> <u>・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</u> <u>【現場操作(低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：西側淡水貯水設備)</u> <u>・上記の操作は、運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</u> <u>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制において、上記の操作手順は、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u> <u>【中央制御室からの操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)</u> <u>・上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。</u> <u>【中央制御室からの操作(残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合)】(水源：西側淡水貯水設備)</u></p>	<p><u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)使用</u> <u>又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(建物内)使用(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)の場合：40分以内</u></p>	<p>①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</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>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉压力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>による送水操作に必要な<u>1ユニット当たりの要員数及び所要時間</u>は以下のとおり。</p> <p><u>[防火水槽を水源とした送水]</u> 緊急時対策要員 3名にて実施した場合：約 125 分</p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</u> 緊急時対策要員 4名にて実施した場合：約 140 分</p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</u> 緊急時対策要員 6名にて実施した場合：約 330 分</p>	<p>・<u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員 8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <p>・<u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員 8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <p>・<u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員 8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</u></p>	<p>また、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉压力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での<u>大量送水車</u>による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p><u>[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]</u> 緊急時対策要員 12名にて実施した場合：2時間 10分以内</p> <p><u>[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 使用する水源，接続口の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は，常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は，建物</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>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで約<u>330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。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.4.3-2, 1.4.3-3, 1.4.3-4, 1.4.3-7, 1.4.3-8)</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。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.4.4)</p>	<p><u>緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間以内</u></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操作は、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合</u>、作業開始を判断してから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開始まで<u>2時間10分以内</u>で可能である。<u>また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから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開始まで3時間以内で可能である。</u></p> <p>なお、<u>原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>[交流動力電源が確保されている場合：10分以内] [全交流動力電源が喪失している場合：1時間以内]</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信設備等を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.4.4-4)</p>	<p>内接続口を使用した手順を整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作に要する時間を記載 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、配管構成の相違による注水経路の相違のため、高圧炉心注水系配管を使

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	<p>(c) <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合^{*1}。</u></p> <p><u>※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サブレーション・チェンバ）が確保されている場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-15図に，タイムチャートを第1.4-16図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系A系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p><u>③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたことを状態表示にて確認する。また，ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p><u>④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系A系注水配管分離弁，残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を全閉とするとともに代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁を全開とする。</u></p>		<p>用しない</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>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保で</p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>代替循環冷却系ポンプ(A)を起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage]以上であることを確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認後、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施した後、代替循環冷却系A系注入弁の全開操作を実施するとともに、代替循環冷却系A系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧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開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等(当直運転員)2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</u></p> <p><u>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</u></p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p>外部電源、<u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流</u></p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-33図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等により交流動力電源が確</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>きた場合、<u>復水貯蔵槽</u>が使用可能であれば<u>低圧代替注水系(常設)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>消火系又は低圧代替注水系(可搬型)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、<u>消火系又は低圧代替注水系(可搬型)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内<u>(大湊側)</u>で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先①：残留熱除去系(B)注入配管(中央制御室からの操作が可能)</u></p> <p><u>優先②：残留熱除去系(A)注入配管(中央制御室からの操作が可能)</u></p> <p><u>優先③：残留熱除去系(C)注入配管</u></p> <p><u>優先④：高圧炉心注水系(B)注入配管</u></p> <p><u>優先⑤：高圧炉心注水系(C)注入配管</u></p>	<p><u>電源設備により交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器へ注水する。代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、<u>消火系又は低圧代替注水系(可搬型)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施</u></p>	<p>保できた場合、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用可能であれば<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用できない場合、<u>復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>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を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先①：残留熱除去系(A)注入配管(注水流量が多い)</u></p> <p><u>優先②：残留熱除去系(B)注入配管</u></p> <p><u>また、復水輸送系又は消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であるものを優先して使用する。</u></p> <p><u>優先①：残留熱除去系(A)注入配管(中央制御室からの操作が可能)</u></p> <p><u>優先②：残留熱除去系(B)注入配管</u></p> <p><u>優先③：残留熱除去系(C)注入配管</u></p>	<p>【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>④の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、閉止フランジの切り替え操作は不要</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉の場合は使用する系統により優先する考え方が異なるので分割して記載</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>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場</p>	<p>する際の系統の選択は、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先①：代替循環冷却系 A 系</u></p> <p><u>優先②：代替循環冷却系 B 系</u></p> <p>(添付資料 1. 4. 5, 添付資料 1. 4. 6)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系</u>に関する手順については、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用 M / C が受電され、緊急用 M / C から M / C 2 C 又は M / C 2 D の受電が完了し、残留熱除去系</p>	<p>(添付資料 1. 4. 5)</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）<u>及び低圧炉心スプレイ系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>）の電源を復旧し、<u>原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、<u>原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系</u>に関する手順については、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用 M / C が受電され、緊急用 M / C から M / C C 系又は M / C D 系の受電が完</p>	<p>【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②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】 ②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>合。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（<u>低圧注水モード</u>）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系(A)（<u>低圧注水モード</u>）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4.25図に、タイムチャートを第1.4.26図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)（<u>低圧注水モード</u>）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)（<u>低圧注水モード</u>）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、<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、残留熱除去系(B)（低圧注水モード）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、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、<u>当直副長に残留熱除去系(B)（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p>	<p>（<u>低圧注水系</u>）が使用可能な状態※1に復旧された場合。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、電源、<u>冷却水</u>及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>A系</u>電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>B系</u>又は<u>残留熱除去系（低圧注水系）C系</u>による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。概要図を第1.4-21図に、タイムチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>A系</u>による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）<u>A系</u>の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに<u>冷却水</u>が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ<u>(A)</u>の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が<u>0.81MPa [gage]</u>以上であることを確認後、<u>発電長に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p>	<p>了し、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>が使用可能な状態※1に復旧された場合。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、電源、<u>補機冷却水</u>及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii 操作手順</p> <p><u>A-残留熱除去系（低圧注水モード）</u>電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（<u>B及びC-残留熱除去系（低圧注水モード）</u>による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4-20図に、タイムチャートを第1.4-21図に示す。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員にA-残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員Aは、<u>A-残留熱除去系（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③当直長は、<u>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、A-残留熱除去系（低圧注水モード）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-残留熱除去ポンプの起動操作を実施し、A-残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直長にA-残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、緊急対策本部にて負荷容量確認を実施</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の吐出圧力の規定値は添付資料</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に、残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁(B)を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央</p>	<p>④発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認後、運転員等に、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系A系注入弁を全閉後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性 発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制において</p>	<p>⑤当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員にA-残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑦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A-残留熱除去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、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、A-RHR注水弁を全閉後、A-RHRドライウェル第1スプレイ弁、A-RHRドライウェル第2スプレイ弁を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性 上記の操作は、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残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。</p> <p>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。</p>	<p>1.4.7にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の原子炉圧力の指示値は添付資料1.4.7にて記載 ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違 ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水から格納容器スプレイへの切替操作に要する時間を記載 ・体制の相違

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>制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</u></p>	<p>は、<u>中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員)1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</u></p> <p>(b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障により、<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系</u>又は<u>代替残留熱除去系海水系</u>により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>緊急用海水系</u>及び<u>代替残留熱除去系海水系</u>に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/Cから<u>M/C 2C</u>の受電が完了し、<u>残留熱除去系(低圧注水系)</u>が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p>	<p>(添付資料 1.4.4-5)</p> <p>(b) <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p><u>なお、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に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p> <p>また、<u>原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</u></p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p><u>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により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(低圧注水モード)が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に^{*1}復旧</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 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>※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii) 操作手順 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-23図に，タイムチャートを第1.4-24図に示す。</p> <p>①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系ポンプの起動操作を実施し，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認後，発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>④発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後，運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器への</p>	<p>された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii) 操作手順 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-22図に，タイムチャートを第1.4-23図に示す。</p> <p>①当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは，低圧炉心スプレイ系の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は，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，低圧炉心スプレイ系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは，低圧炉心スプレイポンプの起動操作を実施し，低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後，当直長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直長は，原子炉圧力容器内の圧力が低圧炉心スプレイポンプの吐出圧力以下であることを確認後，運転員に，低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑥中央制御室運転員Aは，低圧炉心スプレイ系注水弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは，原子炉圧力容器への注水</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は，緊急対策本部にて負荷容量確認を実施</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の吐出圧力の規定値は添付資料 1.4.7にて記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の原子炉圧力の指示値は添付資料 1.4.7にて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 4. 32 図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p>発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モ</p>	<p>注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 4-35 図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>残留熱除去系海水系の運転ができない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子</p>	<p>が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。</p> <p>(添付資料 1. 4. 4-6)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 4-33 図に示す。</p> <p>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により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば、低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）によ</p>	<p>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性について記載</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】 ⑥の相違</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>ード) による発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し<u>原子炉格納容器下部</u>へ落下した場合、<u>格納容器下部注水系</u>により<u>原子炉格納容器下部</u>へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、<u>低圧代替注水</u>により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p> <p>a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉圧力容器への注水が可能の場合^{*2}。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、<u>格納容器内圧力指示値の上昇</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇</u>により確認する。</p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量 (140m³/h, 35～70m³/h) が確保され、更に低圧代替注水系 (常設) により原子炉圧力容器への注水に必要な流量</u></p>	<p><u>炉圧力容器へ注水する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系 (常設) 等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。原子炉運転停止後は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱を実施する。</u></p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>へ落下した場合、<u>格納容器下部注水系</u>により<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、<u>低圧代替注水</u>により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p> <p>a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉圧力容器への注水が可能の場合^{*2}。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 若しくは格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) の上昇又は格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 若しくは格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) 指示値の喪失</u>により確認する。</p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレー及びペDESTAL (ドライウエル部) への注水に必要な流量 (130m³/h, 80m³/h) が確保され、更に低圧代替注水系 (常設) により原子炉圧力容器への注水に必要な</u></p>	<p>り原子炉圧力容器へ注水するが、<u>原子炉補機代替冷却系</u>の設置に時間を要することから、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> 等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p>発電用原子炉停止後は、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</u> による発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し<u>原子炉格納容器下部 (以下「ペDESTAL内」という。)</u>へ落下した場合、<u>ペDESTAL代替注水系</u>により<u>ペDESTAL内</u>へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、<u>低圧代替注水</u>により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</p> <p>a. 低圧代替注水 (a) <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による原子炉圧力容器への注水が可能の場合。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失</u>により確認する。</p>	<p>②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、流量バランスの管理性を考</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
<p><u>(30m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p><u>なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p>ii) 操作手順 <u>低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.7図、タイムチャートは第1.4.8図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性 <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低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内</u> <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</u></p> <p><u>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</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。</p>	<p><u>な流量(14m³/h~50m³/h)が確保できる場合。なお、十分な注水流量が確保できない場合には原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</u></p> <p>(添付資料1.4.7)</p> <p>ii) 操作手順 <u>低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性 <u>上記の操作は、運転員等(当直運転員)2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで9分以内で可能である。</u></p>	<p>ii) 操作手順 <u>低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a)低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-6図に示す。また、概要図は第1.4-7図、タイムチャートは第1.4-8と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性 <u>上記の操作は、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低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで20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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</u></p>	<p>慮し、同時注水は実施しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の違いによる注水経路の相違</p> <p>・運用及び体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の違いによる注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系(常設)を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</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
(添付資料 1. 4. 3-1)	<p>(b) <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、</u> <u>低圧代替注水系(常設)が使用できず、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)若しくは格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)の上昇又は格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)若しくは格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)指示値の喪失により確認する。</u></p> <p><u>※2: 代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレイに必要な流量(150m³/h)を確保し、さらに原子炉圧力容器への注水量(100m³/h)が確保できる場合。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1. 4. 7)</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>なお、手順の対応フローを第 1. 4-7 図に示す。概要図は第 1. 4-15 図、タイムチャートは第 1. 4-16 図と同様である。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、運転員等(当直運転員)2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで 41 分以</u></p>	(添付資料 1. 4. 4-1)	<p>島根 2 号炉は、現場操作があるため記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【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について記載</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>内で可能である。</u></p> <p>(d) <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>代替循環冷却系及び消火系が使用できず</u>、<u>補給水系による原子炉圧力容器への注水が可能</u>な場合^{※2}。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</u></p> <p>※2：<u>原子炉格納容器内へのスプレィ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（130m³/h, 80m³/h）が確保され、更に補給水系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</u> <u>なお、十分な注水流量が確保できない場合には、原子炉格納容器内へのスプレィを優先する。</u> (添付資料 1.4.7)</p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第 1.4-7 図に示す。また、概要図は第 1.4-19 図、タイムチャートは第 1.4-20 図と同様である。</p> <p>iii) <u>操作の成立性</u> 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）3 名及び重大</u></p>	<p>(b) <u>復水輸送系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できず、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水が可能</u>な場合。</p> <p>※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>復水輸送系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第 1.4-6 図に示す。また、概要図は第 1.4-9 図、タイムチャートは第 1.4-10 図と同様である。</p> <p>iii) <u>操作の成立性</u> 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤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】 原子炉圧力容器破損判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しない</p> <p>・体制及び運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)</u>が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、<u>格納容器内圧力指示値の上昇</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇</u>により確認する。</p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70m³/h)が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。</u></p> <p>なお、<u>十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、</p>	<p>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<u>補給水系</u>による原子炉圧力容器への注水開始まで<u>110分以内</u>で可能である。</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。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料1.4.4)</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)</u>及び<u>代替循環冷却系</u>が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)</u>若しくは<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)</u>の上昇又は<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)</u>若しくは<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)指示値の喪失</u>により確認する。</p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレイ及びペDESTAL(ドライウエル部)への注水に必要な流量(130m³/h, 80m³/h)が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(14m³/h~50m³/h)が確保できる場合。</u></p> <p>なお、<u>十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</u></p> <p>(添付資料1.4.7)</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、</p>	<p>実施した場合、<u>作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内</u>で可能である。</p> <p>(添付資料1.4.4-2)</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>及び<u>復水輸送系</u>が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下</u>、<u>ドライウエル圧力指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL水温度指示値の上昇</u>又は<u>喪失</u>により確認する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、</p>	<p>【東海第二】 ⑪の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、現場操作がないため記載していない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑤の相違</p> <p>【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 原子炉圧力容器破損判断のマネジメントの相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しない</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>「(1)a.(c) 消火系による原子炉压力容器への注水」の操作手順のうち、<u>残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管</u>を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.20図、タイムチャートは第1.4.21図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉压力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器への注水開始まで約30分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料1.4.3-5)</p> <p>(c) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が可能の場合^{*2}。</u></p> <p>※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、<u>格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</u></p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容</u></p>	<p>「(1)a.(d) 消火系による原子炉压力容器への注水」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-17図、タイムチャートは第1.4-18図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等(当直運転員)3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器への注水開始まで56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。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料1.4.4)</p> <p>(e) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水が可能の場合^{*2}。</u></p> <p>※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)若しくは格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)の上昇又は格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)指示値の喪失により確認する。</u></p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内へのスプレー及びペDESTAL</u></p>	<p>「(1)a.(c)消火系による原子炉压力容器への注水」の操作手順のうち、<u>残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順</u>と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-6図に示す。また、概要図は第1.4-12図、タイムチャートは第1.4-13図と同様である。</p> <p>iii 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器への注水開始まで25分以内で可能である。</u></p> <p>(添付資料1.4.4-3)</p> <p>(d) <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)</p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、<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が可能の場合。</u></p> <p>※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、遠隔にて操作可能なものは残留熱除去系(A)注入配管のみ</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 ⑩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、中央操作のみのため記載していない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 原子炉压力容器破損判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器下部への注水に必要な流量 (140m³/h, 35～70m³/h) が確保され, 更に低圧代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器への注水に必要な流量 (30m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p><u>なお, 十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p>ii. 操作手順 <u>低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却については, 「(1) a. (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 」の操作手順 (交流電源が確保されている場合) のうち, 残留熱除去系 (B) 注入配管又は残留熱除去系 (A) 注入配管を使用した手順と同様。ただし, MUWC 接続口内側隔離弁の操作については, リンク機構を取り外さず, MUWC 接続口内側隔離弁 (B) の場合は屋外 (緊急時対策要員) にて, MUWC 接続口内側隔離弁 (A) の場合は非管理区域 (運転員) にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。</u></p> <p>なお, 手順の対応フローを第 1. 4. 6 図に示す。また, 概要図は第 1. 4. 12 図, タイムチャートは第 1. 4. 17 図及び第 1. 4. 27 図に示す。</p> <p>iii. 操作の成立性 <u>低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却操作のうち, 運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を 1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者) 及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の所要時間は以下のとおり。</u> <u>残留熱除去系 (A) (B) 注入配管使用の場合: 約20分</u></p> <p>また, <u>低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却操作のうち, 緊急時対策要員が実施する屋外</u></p>	<p><u>(ドライウエル部) への注水に必要な流量 (130m³/h, 30m³/h～80m³/h) が確保され, 更に低圧代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器への注水に必要な流量 (14m³/h～50m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p><u>なお, 十分な注水流量が確保できない場合は原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</u> (添付資料1. 4. 7)</p> <p>ii. 操作手順 <u>低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却については, 「(1) a. (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 」の操作手順【交流動力電源が確保されている場合】と同様である。</u></p> <p>なお, 手順の対応フローを第1. 4-7図に示す。概要図は第1. 4-10図, タイムチャートは第1. 4-11図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性 <u>上記の操作は, 作業開始を判断してから低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>ii 操作手順 <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却については, 「(1) a. (d) 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 (淡水/海水) 」の操作手順 (交流電源が確保されている場合) の手順と同様である。</u></p> <p>なお, 手順の対応フローを第 1. 4-6 図に示す。また, 概要図は第 1. 4-15 図, タイムチャートは第 1. 4-16 図及び第 1. 4-17 図と同様である。</p> <p>iii 操作の成立性 <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却操作のうち, 運転員が実施する各注入配管の系統構成を中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。</u> <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南), 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 又は低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用の場合: 25 分以内</u></p> <p>また, <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却操作のうち, 緊急時対策要員が実</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 流量バランスの管理性を考慮し, 同時注水は実施しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 交流電源がある場合は, 原子炉建物内の弁操作は不要</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 建物</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>での<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p><u>〔防火水槽を水源とした送水〕</u> 緊急時対策要員 3名にて実施した場合：約 125 分</p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）〕</u> 緊急時対策要員 4名にて実施した場合：約 140 分</p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）〕</u> 緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却操作は、作業開始を判断してから<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却開始まで約 <u>330 分</u>で可能である。</p>	<p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <p>・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大</p>	<p>施する屋外での<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p><u>〔低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用の場合〕</u> 緊急時対策要員 12名にて実施した場合：2時間 10 分以内</p> <p><u>〔低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）〕</u> 緊急時対策要員 12名にて実施した場合：3時間以内</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却操作は、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合</u>、作業開始を判断してから<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による残存溶融炉心の冷却開始まで <u>2時間 10 分以内</u>で可能である。<u>また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで3時間分以内で可能である。</u></p>	<p><u>内接続口を使用した手順を整理</u></p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 使用する水源、接続口の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整理</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>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>可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1.4.3-2)</p>	<p><u>事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作 (残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合)】 (水源：西側淡水貯水設備)</u></p> <p>・上記の操作は、<u>運転員等 (当直運転員) 1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合)】 (水源：代替淡水貯槽)</u></p> <p>・上記の操作は、<u>運転員等 (当直運転員) 1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合)】 (水源：西側淡水貯水設備)</u></p> <p>・上記の操作は、<u>運転員等 (当直運転員) 1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具</u>、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>として使用する<u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び<u>LEDライト</u>を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料1.4.4)</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>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u>として使用する<u>大量送水車</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.4.4-4)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、大量送水車のみで注水する</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>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4.32図に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、<u>復水貯蔵槽</u>が使用可能であれば<u>低圧代替注水系（常設）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、消火系又は<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、発電所構内<u>（大湊側）</u>で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備</u>により交流動力電源が確保できた場合、<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用可能であれば<u>低圧代替注水系（常設）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系</u>又は<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手段については、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替循環冷却系</u>、消火系及び<u>補給水系</u>の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</u></p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-33図に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用可能であれば<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用できない場合、<u>復水輸送系</u>、消火系又は<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水手段については、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>、<u>復水輸送系</u>、消火系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、<u>発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、<u>注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 【柏崎 6/7】 ⑤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、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は閉止フランジの切り替え操作は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、溶融</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>優先① : 残留熱除去系(B)注入配管</u></p> <p><u>優先② : 残留熱除去系(A)注入配管</u></p>	<p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先① : 代替循環冷却系A系</u></p> <p><u>優先② : 代替循環冷却系B系</u></p> <p><u>(添付資料1.4.5, 添付資料1.4.6)</u></p>	<p><u>優先① : 残留熱除去系(A)注入配管 (注水流量が多い)</u></p> <p><u>優先② : 残留熱除去系(B)注入配管</u></p>	<p>炉心が原子炉圧力容器内に残存する場において、注水配管の選択が可能なのは低圧原子炉代替注水系 (可搬型)のみ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <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>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>発電用原子炉停止中に<u>低圧注水系</u>が機能喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) <u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1)a.(b) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」及び「1.4.2.1(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.5図に示す。</p>	<p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中に原子炉圧力容器への注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) <u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1)a.(b) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」, 「1.4.2.1(1)a.(c) <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u>」, 「1.4.2.1(1)a.(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」及び「1.4.2.1(1)a.(e) <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u>」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-5図及び1.4-6図に示す。</p> <p>b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用電源が使用可能であれば<u>原子炉冷却材浄化系ポンプ</u>を起動して原子炉除熱を実施する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱ができない場合において、<u>原子炉冷却材浄化系</u>が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-25図に、タイムチャートを第1.4-26図に示す。</p>	<p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. <u>低圧代替注水</u></p> <p>発電用原子炉停止中に<u>原子炉圧力容器へ注水する機能が喪失した場合の対応手順</u>については、1.4.2.1(1)a.(a) <u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水」, <u>1.4.2.1(1)a.(b)復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u>」, 「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1)a.(d)<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」の対応手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-5図に示す。</p> <p>b. <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p>(a) <u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p><u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用電源が使用可能であれば原子炉浄化補助ポンプ</u>を起動して原子炉除熱を実施する。</p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱ができない場合において、原子炉浄化系が使用可能な場合^{*1}。</u></p> <p><u>※1: 設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>原子炉浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-24図に、タイムチャートを第1.4-25図に示す。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉水位及び原子炉圧力の基準についても記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、<u>原子炉保護系電源の復旧を実施する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器隔離を復旧する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、<u>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器温度調整弁の温度設定が40℃であることを確認する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材浄化系吸込弁が全開であることを確認する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材浄化系内側隔離弁、原子炉冷却材浄化系外側隔離弁及び原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全開とする。</u></p>	<p>①当直長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員Aは、<u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が規定値以下であることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③中央制御室運転員Aは、<u>原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、再生熱交換管側入口弁の全閉、補助熱交入口弁、フィルタバイパス弁、循環ポンプバイパス弁の全開、CUW非再生熱交換器出口温度調節弁、系統流量調節弁の調整開操作を実施する。また、格納容器隔離を復旧後、CUW入口内側隔離弁、CUW入口外側隔離弁、補助ポンプ入口弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>④現場運転員B及びCは、<u>CUW脱塩装置バイパス弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器隔離の復旧操作を手順③にて実施</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉水位及び原子炉圧力についても確認する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、当該弁はない</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>⑧運転員等は、<u>発電長に原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)及び原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)の起動を指示する。</u></p> <p>⑩<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</u></p> <p>⑪<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</u></p> <p>⑫<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)を起動し、原子炉冷却材浄化系系統流量指示値の上昇を確認する。</u></p> <p>⑬<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とし、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全閉とする。</u></p> <p>⑭<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</u></p> <p>⑮<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</u></p> <p>⑯<u>運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)を起動し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とする。</u></p> <p>⑰<u>運転員等は、原子炉冷却材浄化系ポンプ(A)及び原子炉冷却材浄化系ポンプ(B)の起動が完了したことを発電長に報告する。</u></p> <p>⑱<u>発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系再生熱交換器のバイパス運転による原子炉除熱を指示する。</u></p> <p>⑲<u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材</u></p>	<p>⑤<u>中央制御室運転員Aは、原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の準備が完了したことを当直長に報告する。</u></p> <p>⑥<u>当直長は、中央制御室運転員に原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑦<u>中央制御室運転員Aは、原子炉浄化補助ポンプの起動操作を実施し、出口圧力が上昇したことを出口圧力計にて確認後、補助ポンプ出口弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、自給水でメカパージを実施</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、発電用原子炉停止中における原子炉浄化系による除熱においては、低圧の原子炉浄化補助ポンプを使用</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、自給水でメカパージを実施</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、発電用原子炉停止中における原子炉浄化系による除熱においては、低圧の原子炉材浄化補助ポンプを使用</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>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源</p>	<p><u>浄化系再生熱交換器バイパス弁を全開とする。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁を全閉として、原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度指示値の上昇が緩和したことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱開始まで202分以内で可能である。</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 1.4.4)</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-35図に示す。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱する。</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備</p>	<p>⑧中央制御室運転員Aは、<u>フィルタ入口圧力調節弁及びフィルタ入口圧力調節弁バイパス弁を調整開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員Aは、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを系統流量指示値の上昇及びR P V底部ドレン温度指示値の上昇が緩和したことを確認し、当直長に報告する。</u></p> <p>iii) 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原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱開始まで70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、照明及び通信設備等を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.4.4-7)</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-33図に示す。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用電源が使用可能であれば原子炉浄化系により原子炉除熱する。</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代</p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉に再生熱交バイパス弁はない</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高压母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</p>	<p>により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧し、<u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系</u>又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、<u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系</u>に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高压電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が<u>0.93MPa [gage]</u>以下の状態。</p>	<p>替交流電源設備により残留熱除去系（<u>原子炉停止時冷却モード</u>）の電源を復旧し、<u>原子炉補機冷却系</u>又は<u>原子炉補機代替冷却系</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、<u>原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系</u>に関する手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が<u>規定値</u>以下の状態。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉の原子炉圧力の規定値は添付資料 1.4.7にて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系(A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順も同様)。概要図を第1.4.28図に、タイムチャートを第1.4.29図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) が使用可能か確認する。</p>	<p>ii 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) B系による発電用原子炉からの除熱手順も同様。)。概要図を第1.4-27図に、タイムチャートを第1.4-28図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を全閉とする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ (A) が停止していることを確認し、再循環系ポンプ (A) 出口弁を全閉とする。</p>	<p>ii 操作手順</p> <p>A-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。(B-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順も同様) 概要図を第1.4-26図に、タイムチャートを第1.4-27図に示す。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断に基づき、運転員にA-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、A-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、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、A-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が使用可能か確認する。</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、電源確保を技術的能力 1.14にて整理</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、緊急対策本部にて負荷容量確認を実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系(B)</u> (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、<u>残留熱除去系ポンプ S/P 水吸込隔離弁(B)</u>、<u>残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</u>を全閉、<u>残留熱除去系停止時冷却内側</u>、<u>外側隔離弁(B)</u>、<u>残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)</u>、<u>残留熱除去系注入弁(B)</u>の全開操作を実施する。</p> <p>⑤現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B) 吸込弁</u>、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B) 吐出弁</u>、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B) 最小流量吐出弁</u>の全開操作を実施する。</p> <p>⑥現場運転員 E 及び F は、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B) 及び残留熱除去系最小流量バイパス弁(B) の MCC 電源「切」操作</u>を実施する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系(B)</u> (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑧<u>当直副長</u>は、中央制御室運転員に残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作</u>を実施し、<u>残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力にて確認後</u>、<u>残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</u>を調整開し、<u>発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系(B)熱交換器入口温度指示値の低下により確認し</u>、<u>当直副長</u>に報告する。</p>	<p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系熱交換器(A)入口弁</u>を全閉とする。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系外側隔離弁の全開操作</u>を実施するとともに<u>残留熱除去系内側隔離弁の全開操作</u>を実施する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁の全開操作</u>を実施するとともに<u>残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却注入弁</u>を調整開とする。</p> <p>⑩運転員等は、<u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) A系</u>運転の準備完了を<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>⑪<u>発電長</u>は、<u>運転員等</u>に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) A系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作</u>を実施し、<u>残留熱除去系ポンプ(A)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ吐出圧力にて確認後</u>、<u>残留熱除去系熱交換器(A)入口弁</u>を調整開し、<u>発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し</u>、<u>発電長</u>に報告する。</p>	<p>④中央制御室運転員 A は、<u>A-残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱の系統構成として</u>、<u>A-RHR封水ポンプ停止操作</u>、<u>A-ポンプトーラス水入口弁</u>、<u>A-ミニマムフロー弁</u>、<u>A-熱交入口弁の全閉</u>、<u>A-熱交バイパス弁の全開操作</u>を実施する。また、<u>格納容器隔離を復旧後</u>、<u>炉水入口内側隔離弁</u>、<u>炉水入口外側隔離弁</u>、<u>A-ポンプ炉水入口弁の全開操作</u>を実施する。</p> <p>⑤現場運転員 B 及び C は、<u>A-RHR封水ポンプ及びA-ミニマムフロー弁の電源「切」操作</u>を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A は、<u>A-残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転の準備完了を当直長</u>に報告する。</p> <p>⑦<u>当直長</u>は、中央制御室運転員に<u>A-残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱開始</u>を指示する。</p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、<u>A-残留熱除去ポンプの起動操作</u>を実施し、<u>A-残留熱除去ポンプの出口圧力が上昇したことをA-残留熱除去ポンプ出口圧力にて確認後</u>、<u>A-ポンプ炉水戻り弁</u>を調整開する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A は、<u>A-熱交入口弁を開操作</u>、<u>A-熱交バイパス弁を閉操作</u>し、<u>発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことをA-残留熱除去ポンプ出口流量指示値の上昇及びA-残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し</u>、<u>当直長</u>に報告する。</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩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>iii. 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）及び現場運転員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残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで<u>20分以内</u>で可能である。</p> <p>なお、<u>プラント停止中の運転員の体制</u>においては、<u>中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名</u>にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3-6)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.32 図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は<u>第二代替交流電源設備</u>により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、<u>代替原子炉補機冷却系</u>を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、<u>代替原子炉補機冷却系</u>の設置に時間を要することから、<u>低圧代替注水系（常設）</u>等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>	<p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱開始まで<u>147分以内</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、<u>放射線防護具</u>、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 1.4.4)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4-35 図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>により交流動力電源が確保できた場合、<u>残留熱除去系海水系</u>の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>が運転できない場合、<u>緊急用海水系</u>を運転し、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>により発電用原子炉からの除熱を実施する。<u>緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系</u>を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱を実施するが、<u>代替残留熱除去系海水系</u>の設置に時間を要することから、<u>低圧代替注水系（常設）</u>等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.8)</p>	<p>iii 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</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで<u>35分以内</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、<u>防護具</u>、照明及び通信設備等を整備する。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 1.4.4-8)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4-33 図に示す。</p> <p>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>により交流動力電源が確保できた場合、<u>原子炉補機冷却系</u>の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。<u>原子炉補機冷却系</u>の運転ができない場合、<u>原子炉補機代替冷却系</u>を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、<u>原子炉補機代替冷却系</u>の設置に時間を要することから、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.7)</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない</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】 ②の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、運転・停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について記</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>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水 残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.30図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直副長に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p>	<p>1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水 残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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 残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。概要図を第1.4-29図に、タイムチャートを第1.4-30図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプ(A)が起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上となったことを確認後、発電長に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p>	<p>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水 残留熱除去系（低圧注水モード）が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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 A-残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（B-残留熱除去系（低圧注水モード）又はC-残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。概要図を第1.4-28図に、タイムチャートを第1.4-29図に示す。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）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、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）によりA-残留熱除去系ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直長に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p>	<p>載</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び原子炉圧力低、又はドライウエル圧力高及び原子炉圧力低）により<u>残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを<u>残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>※ 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、<u>残留熱除去系注入弁を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開してスプレーを実施する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）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>④運転員等は中央制御室にて、手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により<u>残留熱除去系 A 系注入弁が全開となったことを確認する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が始まったことを<u>残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、<u>残留熱除去系 A 系注入弁を全閉後、残留熱除去系 A 系 D / W スプレー弁又は残留熱除去系 A 系 S / C スプレー弁を全開としてスプレーを実施する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで 3 分以内で可能である。</u></p>	<p>④中央制御室運転員 A は、<u>中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び注水弁差圧低、又はドライウエル圧力高及び注水弁差圧低）により A-RHR 注水弁が全開となったことを確認する。</u></p> <p>⑤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<u>残留熱除去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、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、<u>A-RHR 注水弁、A-熱交バイパス弁を全閉後、A-RHR ドライウエル第1スプレー弁、A-RHR ドライウエル第2スプレー弁を全開してスプレーを実施する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで 2 分以内で可能である。</u></p> <p>なお、<u>原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレー開始まで 10 分以内で可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.4-9)</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩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、注水弁差圧も注水弁開の条件となっていることから記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉注水から格納容器スプレーへの切替操作に要する時間を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、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>(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4.31図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停</p>	<p>(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様。）。概要図を第1.4-33図に、タイムチャートを第1.4-34図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を全閉とする。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ(A)入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ(A)が停止していることを確認し、再循環系ポンプ(A)出口弁を全閉とする。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器(A)入口弁を全閉とする。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系外側隔離弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系内側</p>	<p>(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（B-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手順も同様。）。概要図を第1.4-30図に示す。タイムチャートは第1.4-27図と同様である。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>③中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、A-RHR封水ポンプ停止操作、A-ポンプトールス水入口弁、A-ミニマムフロー弁、A-熱交入口弁</p>	<p>制御室運転員の作業の成立性について記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・</p> <p>・体制の相違 【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><u>止時冷却内側、外側隔離弁、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁、残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系封水ポンプ吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤現場運転員 E 及び F は、<u>残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁の MCC 電源「切」操作を実施する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑦当直副長は、<u>中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</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）及び現場運転員 4 名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 20 分以内で可能である。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p><u>隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。</u></p> <p>⑧運転員等は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） A系運転の準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） A系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力指示値が上昇したことを残留熱除去系ポンプ吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員） 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱開始まで 147 分以内で可能である。</u></p>	<p><u>の全閉、A-熱交バイパス弁、炉水入口内側隔離弁、炉水入口外側隔離弁、A-ポンプ炉水入口弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>④現場運転員 B 及び C は、<u>A-RHR 封水ポンプ及び A-ミニマムフロー弁の電源「切」操作を実施する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転の準備完了を当直長に報告する。</u></p> <p>⑥当直長は、<u>中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A は、<u>残留熱除去ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、A-ポンプ炉水戻り弁を調整開する。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、<u>A-熱交入口弁を開操作、A-熱交バイパス弁を閉操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直長に報告する。</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 名及び現場運転員 2 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 35 分以内で可能である。</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【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】 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>(添付資料 1. 4. 3-6)</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. 4. 4)</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 4-31 図に、タイムチャートを第 1. 4-32 図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が 1.66MPa [gage] 以上となったことを確認後、発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③発電長は、原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を</p>	<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信設備等を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1. 4. 4-8)</p> <p>(3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、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>a. 手順着手の判断基準 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第 1. 4-2 図及び第 1. 4-4 図に、概要図を第 1. 4-31 図に、タイムチャートを第 1. 4-32 図に示す。</p> <p>①当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。</p> <p>③当直長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、現場操作があるため記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の吐出圧力の規定値は添付資料 1. 4. 7 にて記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉の原子炉</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>指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系注水弁が全開となったことを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の操作は、<u>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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p>	<p><u>を指示する。</u></p> <p>④中央制御室運転員Aは、<u>中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び注水弁差圧低、又はドライウェル圧力高及び注水弁差圧低）により低圧炉心スプレイ系注水弁が全開となったことを確認する。</u></p> <p>⑤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低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、当直長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p><u>c. 操作の成立性</u> <u>上記の操作は、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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1. 4. 4-10)</u></p>	<p>圧力容器内の圧力は添付資料 1. 4. 5 にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、注水弁差圧も注水弁開の条件となっていることから記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【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について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車による常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽 (西) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する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低圧原子炉代替注水ポンプ、復水輸送ポンプ、消火ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、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として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p>

第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

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)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉からの冷却	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ※6 給水系統管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等
			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
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系統管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/9)

(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	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「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 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「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 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「減圧冷却」 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 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書

※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/9)

(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)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ※5 原子炉補機冷却系※3 非常用交流電源設備※2	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) 対処設備 重大事故等
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 原子炉補機冷却系※3 非常用交流電源設備※2	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) 対処設備 重大事故等
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ジェットポンプ 原子炉補機冷却系※3 非常用交流電源設備※2	事故時操作要領書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 対処設備 重大事故等

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

・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】
 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																																																																										
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/9)</p> <p>(発電用原子炉運転中の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 (2/9)</p> <p>(発電用原子炉運転中の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 (2/9)</p> <p>(原子炉運転中のフロントライン系故障時)</p>	<p>備考</p>																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">残留熱除去系 (低圧注水モード)</td> <td rowspan="3">低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備</td> <td>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 「RUCによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td>非常用交流電源設備 ※2</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td>重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2</td> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">可搬型代替注水ポンプ (A-2線) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2</td> <td rowspan="3">低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却</td> <td>事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 ※1</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td>重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">防大水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2</td> <td rowspan="3">低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td>重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</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	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	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 「RUCによる原子炉注水」	非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対処設備	残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	自主対策	フロントライン系故障時	可搬型代替注水ポンプ (A-2線) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領	自主対策設備	自主対策	フロントライン系故障時	防大水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領	自主対策設備	自主対策	自主対策設備	自主対策	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイス</td> <td rowspan="3">低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3</td> <td>非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯水設備 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3</td> <td>非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却</td> <td>代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3</td> <td>非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</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	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイス	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯水設備 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス</td> <td rowspan="3">低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td>重大事故等対策要領 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 「FLSR (常設) による原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td>非常用交流電源設備 ※2</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</td> <td>重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備</td> <td>自主対策設備</td> <td>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 「CWTによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td rowspan="3">補給消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備</td> <td rowspan="3">発電用原子炉の冷却</td> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</td> </tr> <tr> <td>自主対策設備</td> <td>自主対策</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	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領 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 「FLSR (常設) による原子炉注水」	非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	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 「CWTによる原子炉注水」	フロントライン系故障時	補給消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	発電用原子炉の冷却	自主対策設備	自主対策	自主対策設備	自主対策	自主対策設備	自主対策	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 対応手段における対応設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉の低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉への注水については, 対応設備, 対処設備, 手順書一覧 (3/9) にて記載</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7の消火系による発電用原子炉への注水については, 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/8) にて記載</p> <p>【東海第二】 東海第二の消火系, 補給水系による発電用原子炉への注水については, 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/9) にて記載</p>
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																									
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	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 「RUCによる原子炉注水」																																																																									
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対処設備																																																																								
			残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	自主対策																																																																								
フロントライン系故障時	可搬型代替注水ポンプ (A-2線) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 ※1																																																																										
			重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領																																																																									
			自主対策設備	自主対策																																																																									
フロントライン系故障時	防大水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (D) 配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系 (E) 配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領																																																																									
			自主対策設備	自主対策																																																																									
			自主対策設備	自主対策																																																																									
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																									
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイス	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																																									
			可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯水設備 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系 C 系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																																									
			代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書 II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																																								
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																									
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領 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 「FLSR (常設) による原子炉注水」																																																																								
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	重大事故等対策要領																																																																								
			復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	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 「CWTによる原子炉注水」																																																																								
フロントライン系故障時	補給消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	発電用原子炉の冷却	自主対策設備	自主対策																																																																									
			自主対策設備	自主対策																																																																									
			自主対策設備	自主対策																																																																									
<p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 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>※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※4: 復水移送ポンプの搬送ライン (復水貯蔵槽下部の非常用ライン) の配管・弁が対象</p> <p>※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>※6: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず, 熱交換器は流路としてのみ用いるため, 配管を含むこととする。</p>	<p>※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 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>※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>※5: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず, 熱交換器は流路としてのみ用いるため, 配管を含むこととする。</p>																																																																											

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3 / 8)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 意水補給水系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁 噴霧器 給水系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	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 「前火ポンプによる原子炉注水」 自主対策設備

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3 / 9)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書II(微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書III(シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書II(微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書III(シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(3 / 9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 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「FLSR(可搬型)による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西) ※1, ※4	自主対策設備

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

・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】
 柏崎6/7の低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2 / 8)にて記載
【東海第二】

東海第二の低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却については、対処設備, 手順書一覧(2 / 9)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																				
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4 / 8)</p> <p>(原子炉運転中のサポート系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4 / 9)</p> <p>(発電用原子炉運転中のサポート系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4 / 9)</p> <p>(原子炉運転中のサポート系故障時)</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="3">サポート系故障時</td> <td rowspan="3">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="3">代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧</td> <td>サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2</td> <td>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 「RRR(A)による原子炉注水」 「RRR(B)による原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系統管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3</td> <td>重大事故等対処設備 (設計基準地震) 重大事故等対策設備 自主対策設備</td> </tr> <tr> <td>第二代替交流電源設備 ※2</td> <td>自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 復水移送ポンプの吸込ライン (復水貯蔵槽下部の非常用ライン) の配管・弁が対象 ※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) ※6: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RRR(A)による原子炉注水」 「RRR(B)による原子炉注水」	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系統管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準地震) 重大事故等対策設備 自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 残留熱除去系海水系</td> <td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧</td> <td>残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース</td> <td>自主対策設備 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="2">代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧</td> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3</td> <td>重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース</td> <td>自主対策設備 重大事故等対策要領</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備 重大事故等対策要領	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備 重大事故等対策要領	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="2">代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧</td> <td>サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2</td> <td>重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「RRRによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系※3</td> <td>重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="2">代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧</td> <td>サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2</td> <td>重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系※3</td> <td>重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置) ※5: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「RRRによる原子炉注水」	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」	低圧炉心スプレイポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑥の相違</p>
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																			
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RRR(A)による原子炉注水」 「RRR(B)による原子炉注水」																																																			
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※6 給水系統管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準地震) 重大事故等対策設備 自主対策設備																																																			
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備																																																			
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																			
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																			
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備 重大事故等対策要領																																																			
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																			
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備 重大事故等対策要領																																																			
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																			
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「RRRによる原子炉注水」																																																			
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」																																																			
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による 低圧炉心スプレイ系の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替炉内電気設備 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」																																																			
			低圧炉心スプレイポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 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 「LPCSによる原子炉注水」																																																			

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5 / 8)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5 / 9)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5 / 9)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「MWCによる原子炉注水」
			可搬型代替注水ポンプ(A-2機) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(B)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM設備別操作手順書 「前防室による原子炉注水」 多様なハード対応手順 「前防室による送水(原子炉注水)」 ※1
			防火水槽 ※1, ※5 排水貯水槽 ※1, ※5 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
残存溶融炉心の冷却	-	残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」
			自主対策設備	自主対策設備

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

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水系ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
残存溶融炉心の冷却	-	残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備

※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水系(常設) 残存溶融炉心の冷却	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSR(常設)による原子炉注水」
			復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
			消火系による残存溶融炉心の冷却	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火系による原子炉注水」

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

・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】
 ⑤の相違
【東海第二】
 ④の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7,東海第二】
 島根2号炉の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却については、対応設備, 対処設備, 手順書一覧(6 / 9)にて記載
【東海第二】

東海第二の消火系, 補給水系による残存溶融炉心の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(6 / 9)にて記載

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/9)
(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	-	消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク ^{※2} 多目的タンク ^{※2} 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	自主対策設備 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ^{※2} 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	自主対策設備 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(6/9)
(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	-	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準事故)
			輪谷貯水槽(西) ^{※1, ※4}	自主対策設備

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

・設備の相違
【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】
 柏崎6/7の低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(5/8)にて記載
【東海第二】
 東海第二の低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却については、対処設備, 手順書一覧(5/9)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																					
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/8)</p> <p>(発電用原子炉停止中の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 (7/9)</p> <p>(発電用原子炉停止中の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(7/9)</p> <p>(原子炉停止中の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="3">フロントライン系故障時</td> <td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)</td> <td>低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却</td> <td> 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(B)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※1 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2 </td> <td> 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「MWCによる原子炉注水」 </td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(可搬型)</td> <td>低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却</td> <td> 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2 </td> <td> 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」 </td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ(A-2線)ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2</td> <td> 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備 </td> <td> 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「前炉車による過水(原子炉注水)」 ※1 </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	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(B)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※1 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「MWCによる原子炉注水」	残留熱除去系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」	可搬型代替注水ポンプ(A-2線)ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「前炉車による過水(原子炉注水)」 ※1	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)</td> <td>低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却</td> <td> 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3 </td> <td> 非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 </td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3</td> <td> 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 </td> <td> 可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3 </td> <td> 非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 </td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3</td> <td> 代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 </td> <td> 代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3 </td> <td> 非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 </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	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フロントライン系故障時</td> <td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)</td> <td>低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却</td> <td> 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 </td> <td> 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備 </td> </tr> <tr> <td>復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2</td> <td> 復水輸送系による発電用原子炉の冷却 </td> <td> 復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2 </td> <td> 事故時操作要領書(徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」 </td> </tr> <tr> <td>補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2</td> <td> 消火系による発電用原子炉の冷却 </td> <td> 補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2 </td> <td> 事故時操作要領書(徴候ベース) 「消火系による原子炉注水」 </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	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時操作要領書(徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時操作要領書(徴候ベース) 「消火系による原子炉注水」	<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> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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号炉の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却については、対応設備, 対処設備, 手順書一覧(8/9)にて記載</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7の消火系による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(8/9)にて記載</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の消火系, 補給水系による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(8/9)にて記載</p>
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																				
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(B)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※1 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「MWCによる原子炉注水」																																																				
	残留熱除去系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 第二代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」																																																				
	可搬型代替注水ポンプ(A-2線)ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備	事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SPP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「前炉車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「前炉車による過水(原子炉注水)」 ※1																																																					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																				
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																				
	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯槽 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																				
	代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ※1 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース 常設代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																																				
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																				
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ※1 低圧原子炉代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備																																																				
	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時操作要領書(徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」																																																				
	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系配管・弁 復水輸送系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	事故時操作要領書(徴候ベース) 「消火系による原子炉注水」																																																				
<p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 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>※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※4: 復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象</p> <p>※5: 「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)</p> <p>※6: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>	<p>※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 手順については「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※2: 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>※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※4: 「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)</p> <p>※5: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>																																																						

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7 / 8)
(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系 (B) 配管・弁・スパージャ 残留熱除去系 (A) 配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系 (b) 配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系 (c) 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	非常時運転操作手順書 (停止時撤収ベース) 「SRP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (8 / 9)
(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書 II (停止時撤収ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		補給水系による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書 II (停止時撤収ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 再循環系配管・弁 原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁 原子炉補機冷却系ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 原子炉補機冷却系配管・弁 補機冷却系海水系ポンプ	非常時運転手順書 II (停止時撤収ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 AM設備別操作手順書

※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (8 / 9)
(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (撤収ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「FLSR (可搬型) による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		非常用交流電源設備※2		重大事故等対処設備 (設計基準等) 事故時操作要領書 (撤収ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「FLSR (可搬型) による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		輪谷貯水槽 (西) ※1, ※4		自主対策設備 事故時操作要領書 (撤収ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CUWによる原子炉除熱」

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

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】
 ③の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉の消火系による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7 / 9) にて記載
【柏崎 6/7】
 柏崎 6/7 の低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6 / 8) にて記載
【東海第二】
 島根 2号炉の補給水系による発電用原子炉の冷却については、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7 / 9) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																									
<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (8 / 8)</p> <p>(発電用原子炉停止中のサポート系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (9 / 9)</p> <p>(発電用原子炉停止中のサポート系故障時)</p>	<p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (9 / 9)</p> <p>(原子炉停止中のサポート系故障時)</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="3">サポート系故障時</td> <td rowspan="3">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="3">代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧</td> <td>原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2</td> <td>事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「RRR(A)による原子炉除熱」 「RRR(O)による原子炉除熱」</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3</td> <td>重大事故等 対処設備 (設計基準状態)</td> <td>重大事故等 対処設備 (設計基準状態)</td> </tr> <tr> <td>第二代替交流電源設備 ※2</td> <td>自主対策 設備</td> <td>自主対策 設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 視水移送ポンプの吸込ライン (視水貯蔵槽下部の非常用ライン) の配管・弁が対象 ※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) ※6: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「RRR(A)による原子炉除熱」 「RRR(O)による原子炉除熱」	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)	第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	自主対策 設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 残留熱除去系海水系</td> <td rowspan="2">代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧</td> <td>残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3</td> <td>重大事故等 対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等 対策要領</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース</td> <td>自主対策 設備</td> <td>自主対策 設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等 対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等 対策要領	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策 設備	自主対策 設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">サポート系故障時</td> <td rowspan="2">全交流動力電源 原子炉補機冷却系</td> <td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧</td> <td>原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2</td> <td>重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RRRによる原子炉除熱」</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系配管 原子炉補機冷却系※3</td> <td>重大事故等 対処設備 (設計基準状態)</td> <td>重大事故等 対処設備</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) ※5: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。</p>	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RRRによる原子炉除熱」	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系配管 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)	重大事故等 対処設備
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																								
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「RRR(A)による原子炉除熱」 「RRR(O)による原子炉除熱」																																								
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)																																							
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	自主対策 設備																																							
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																								
サポート系故障時	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等 対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等 対策要領																																								
			可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策 設備	自主対策 設備																																							
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																								
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RRRによる原子炉除熱」																																								
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系配管 原子炉補機冷却系※3	重大事故等 対処設備 (設計基準状態)	重大事故等 対処設備																																							

第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/9)

監視計器一覧 (1/17)

監視計器一覧 (1/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
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 「風車による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	
	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量 復水供給水系流量 (図B A系代替注水系) 復水供給水系流量 (図B B系代替注水系)	
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力	
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
		判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽 淡水貯水池			
原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)			
原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)			
原子炉圧力容器への注水量 復水供給水系流量 (図B A系代替注水系) 復水供給水系流量 (図B B系代替注水系)			
補機監視機能 可搬型代替注水ポンプ吐出圧力			
水源の確保 防火水槽 淡水貯水池			

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水		
非常時運転手順書II (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。)電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保 代替淡水貯槽水位

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水			
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 「FLSR (常設) 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)	
		電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	
		水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位	
	操作	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)	
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
		原子炉圧力容器への注水量 代替注水流量 (常設)	
		補機監視機能 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	
		水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位	
		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)
			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
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 RPV/PCV注入流量		
	補機監視機能 復水輸送ポンプ吐出ヘッド圧力		
	水源の確保 復水貯蔵タンク水位		

・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6/7】
⑤の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の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 (淡水/海水) については、監視計器一覧(2/12)にて記載
【東海第二】
東海第二の補給水系による原子炉圧力容器への注水については、監視計器一覧(5/17)にて記載

監視計器一覧 (2 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
事故時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
		電源
操作	水源の確保	復水貯留槽水位 復水貯留槽水位 (SA) ろ過水タンク水位
	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)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)
	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (2 / 17)

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

監視計器一覧 (2 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水		
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 「消火系による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
		電源
操作	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	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)
	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	RPV/PCV注入流量
	補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 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 (淡水/海水)		
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 「FLSR (可搬型) による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
		電源
原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	操作	水源の確保
		原子炉圧力容器内の水位
		原子炉圧力容器内の圧力
		原子炉圧力容器への注水量
		補機監視機能
水源の確保		

- ・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】
柏崎 6/7 の低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) については、監視計器一覧 (1 / 9) にて記載
【東海第二】
東海第二の消火系による原子炉圧力容器への注水については、監視計器一覧 (4 / 17) 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 (3/17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="958 264 1145 310">手順書</th> <th data-bbox="1145 264 1427 310">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1427 264 1703 310">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="958 310 1703 384"> 1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 384 1145 716" rowspan="3"> 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 </td> <td data-bbox="1145 384 1199 716" rowspan="3"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1199 384 1703 499"> 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 499 1703 573"> 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 573 1703 646"> 電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="958 716 1145 1108" rowspan="5"> 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1145 716 1199 1108" rowspan="5"> 操作 </td> <td data-bbox="1199 716 1703 831"> 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 831 1703 905"> 原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 905 1703 978"> 原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 978 1703 1052"> 補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 1052 1703 1108"> 水源の確保 サプレッション・プール水位 </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水			非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線電圧	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量	補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	水源の確保 サプレッション・プール水位		<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																			
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 代替循環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	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																			
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)																			
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線電圧																			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																			
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																			
		原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量																			
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力																			
		水源の確保 サプレッション・プール水位																			

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><u>監視計器一覧 (4/17)</u></p> <table border="1" data-bbox="961 279 1703 1056"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 279 1148 325">手順書</th> <th data-bbox="1148 279 1433 325">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1433 279 1703 325">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="961 325 1703 401"> 1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 消火系による原子炉压力容器への注水 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 401 1148 653" rowspan="3"> 非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1148 401 1202 653" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="1202 401 1703 512"> 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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 512 1703 583"> 電源 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 583 1703 653"> 水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 653 1148 842" rowspan="4"></td> <td data-bbox="1148 653 1202 842" rowspan="4">操作</td> <td data-bbox="1202 653 1703 772"> 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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 772 1703 842"> 原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 842 1703 913"> 原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 913 1703 984"> 補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 984 1148 1056"></td> <td data-bbox="1148 984 1202 1056"></td> <td data-bbox="1202 984 1703 1056"> 水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位 </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 消火系による原子炉压力容器への注水			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Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位 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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	電源 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位		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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量	補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力			水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位		<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の消火系による原子炉压力容器への注水については、監視計器一覧 (2 / 12) 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)																					
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 消火系による原子炉压力容器への注水																							
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Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位 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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)																					
		電源 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧																					
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位																					
	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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)																					
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																					
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量																					
		補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力																					
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位																					

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><u>監視計器一覧 (5/17)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 275 1145 317">手順書</th> <th data-bbox="1145 275 1421 317">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1421 275 1694 317">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="961 317 1694 390">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 補給水系による原子炉压力容器への注水</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 390 1145 695" rowspan="2">非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等</td> <td data-bbox="1145 390 1421 506" rowspan="2">判断基準 電源</td> <td data-bbox="1421 390 1694 506">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1421 506 1694 621">M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 695 1145 810" rowspan="2">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等</td> <td data-bbox="1145 695 1421 810">水源の確保</td> <td data-bbox="1421 695 1694 810">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1145 810 1421 1087" rowspan="4">操作</td> <td data-bbox="1421 810 1694 873">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1421 810 1694 873">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1421 873 1694 936">原子炉压力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1421 873 1694 936">原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1421 936 1694 999">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="1421 936 1694 999">残留熱除去系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1421 999 1694 1062">補機監視機能</td> <td data-bbox="1421 999 1694 1062">復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 1062 1145 1087">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 1062 1421 1087">水源の確保</td> <td data-bbox="1421 1062 1694 1087">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 補給水系による原子炉压力容器への注水			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準 電源	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	操作	原子炉压力容器内の水位	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	AM設備別操作手順書	水源の確保	復水貯蔵タンク水位		<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の復水輸送系による原子炉压力容器への注水については、監視計器一覧(1/12)に記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 補給水系による原子炉压力容器への注水																												
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準 電源	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																										
		M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧																										
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等	水源の確保	復水貯蔵タンク水位																										
	操作	原子炉压力容器内の水位	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																									
原子炉压力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																										
原子炉压力容器への注水量		残留熱除去系系統流量																										
補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																										
AM設備別操作手順書	水源の確保	復水貯蔵タンク水位																										

監視計器一覧 (3 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書 (微検ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量
	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 主母線盤A電圧 直流 125V 主母線盤B電圧	
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧 (6 / 17)

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

監視計器一覧 (3 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作要領書 (微検ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHR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)
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		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 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		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	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作要領書 (微検ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LPCS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)
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却ポンプ圧力
		電源	C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		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	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	低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 6/7】
⑥の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二の低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水については、監視計器一覧(7/17)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><u>監視計器一覧 (7/17)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="970 275 1145 310">手順書</th> <th data-bbox="1145 275 1430 310">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1430 275 1694 310">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="970 317 1145 390">1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水</td> <td data-bbox="1145 317 1430 390"></td> <td data-bbox="1430 317 1694 390"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="970 390 1145 701">非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等</td> <td data-bbox="1145 390 1430 701">判断基準</td> <td data-bbox="1430 390 1694 701"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 390 1430 499">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 390 1694 499">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 499 1430 617">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1430 499 1694 617">残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 617 1430 701">電源</td> <td data-bbox="1430 617 1694 701">M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="970 701 1145 877">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 701 1430 877">操作</td> <td data-bbox="1430 701 1694 877"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 798 1430 877">原子炉压力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1430 798 1694 877">原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 877 1430 974">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="1430 877 1694 974">低圧炉心スプレイ系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 974 1430 1071">補機監視機能</td> <td data-bbox="1430 974 1694 1071">低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 1071 1430 1188">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 1071 1694 1188">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table> </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 390 1430 499">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 390 1694 499">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 499 1430 617">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1430 499 1694 617">残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 617 1430 701">電源</td> <td data-bbox="1430 617 1694 701">M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	電源	M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	水源の確保	サブプレッション・プール水位	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 798 1430 877">原子炉压力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1430 798 1694 877">原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 877 1430 974">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="1430 877 1694 974">低圧炉心スプレイ系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 974 1430 1071">補機監視機能</td> <td data-bbox="1430 974 1694 1071">低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 1071 1430 1188">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 1071 1694 1188">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位		<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水については、監視計器一覧(3/12)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. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉压力容器への注水																																	
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 390 1430 499">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 390 1694 499">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 499 1430 617">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1430 499 1694 617">残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 617 1430 701">電源</td> <td data-bbox="1430 617 1694 701">M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	電源	M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	水源の確保	サブプレッション・プール水位																							
原子炉压力容器内の水位	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																																
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)																																
電源	M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																
水源の確保	サブプレッション・プール水位																																
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1205 701 1430 798">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="1430 701 1694 798">原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 798 1430 877">原子炉压力容器内の圧力</td> <td data-bbox="1430 798 1694 877">原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 877 1430 974">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="1430 877 1694 974">低圧炉心スプレイ系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 974 1430 1071">補機監視機能</td> <td data-bbox="1430 974 1694 1071">低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 1071 1430 1188">水源の確保</td> <td data-bbox="1430 1071 1694 1188">サブプレッション・プール水位</td> </tr> </table>	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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位																					
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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)																																
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																																
原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量																																
補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																
水源の確保	サブプレッション・プール水位																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																									
<p>監視計器一覧 (4 / 9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「順車による原子炉注水」</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量 (RR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RR B系代替注水流量)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 (A) 復水移送ポンプ吐出圧力 (B) 復水移送ポンプ吐出圧力 (C)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「順車による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	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圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量 (RR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RR B系代替注水流量)	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 (A) 復水移送ポンプ吐出圧力 (B) 復水移送ポンプ吐出圧力 (C)	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 (8 / 17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 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>原子炉格納容器内の温度</td> <td>格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却			非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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)	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	水源の確保	代替淡水貯槽水位	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)	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位	<p>監視計器一覧 (4 / 12)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「F L S R (常設) による原子炉注水」</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (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</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>低圧原子炉代替注水槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (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</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>代替注水流量 (常設)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>低圧原子炉代替注水槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却			事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「F L S R (常設) 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 (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)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)	電源	緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	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 (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	代替注水流量 (常設)	補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	<p>・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</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																																																																												
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「順車による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																																																									
		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圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度																																																																																									
		電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																																																									
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																										
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量 (RR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RR B系代替注水流量)																																																																																									
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 (A) 復水移送ポンプ吐出圧力 (B) 復水移送ポンプ吐出圧力 (C)																																																																																									
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)																																																																																										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却																																																																																												
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)																																																																																									
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																																																									
		水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																																									
		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)																																																																																									
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)																																																																																									
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																																									
		水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																																									
		手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																								
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却																																																																																												
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「F L S R (常設) 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 (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)																																																																																									
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)																																																																																									
		電源	緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧																																																																																									
	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位																																																																																										
	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 (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	代替注水流量 (常設)																																																																																									
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力																																																																																									
水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位																																																																																										

監視計器一覧 (5 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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圧力	格納容器内圧力 (D/R) 格納容器内圧力 (S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	M/C C電圧 W/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水流量 (RFR A系代替注水流量) 復水補給水流量 (RFR B系代替注水流量)
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
水源の確保		ろ過水タンク水位	

監視計器一覧 (9 / 17)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 b. 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	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	代替循環冷却系原子炉注水流量
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位

監視計器一覧 (5 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 b. 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWT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 (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)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)
		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
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		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)
		原子炉压力容器内への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		

- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
対応手段における監視計器の相違
⑤の相違
- 【東海第二】
④の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉の消火系による残存溶融炉心の冷却については、監視計器一覧 (6 / 12) 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 (6 / 9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 W/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系統流量 (RIR A系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	電源	M/C C電圧 W/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽 淡水貯水池	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系統流量 (RIR A系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量)	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	<p>監視計器一覧 (10 / 17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 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>原子炉格納容器内の温度</td> <td>格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>消火系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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)	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	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)	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系統流量	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	<p>監視計器一覧 (6 / 12)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火系による注水」 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (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</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>水源の確保</td> <td>A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>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</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>RPV / PCV注水流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却			事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火系による注水」	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 (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)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)	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	操作	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	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	RPV / PCV注水流量	補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	<p>・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</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水) については、監視計器一覧 (7 / 12) 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)																																																																																										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																																																																												
非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度																																																																																									
		電源	M/C C電圧 W/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																																																									
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) 防火水槽 淡水貯水池																																																																																										
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系統流量 (RIR A系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量)																																																																																									
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力																																																																																									
水源の確保		防火水槽 淡水貯水池																																																																																										
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却																																																																																												
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉压力容器内の水位	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)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)																																																																																									
		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧																																																																																									
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																									
		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)																																																																																									
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系統流量																																																																																									
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																									
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																									
		手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																								
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却																																																																																												
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火系による注水」	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 (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)																																																																																									
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																																																																																									
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ペダスタル温度 (SA) ペダスタル水温度 (SA)																																																																																									
		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																																																																																									
	操作	水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位																																																																																									
		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	RPV / PCV注水流量																																																																																									
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力																																																																																									
水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位																																																																																											

監視計器一覧 (11/17)

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

監視計器一覧 (7 / 1 2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 d. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSR (可搬型) による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A) ペダスタル温度 (S A) ペダスタル水温度 (S A)
		電源	緊急用メタクラ電圧 S A ロードセクタ母線電圧
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
		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 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)		

・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 の低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水) については、監視計器一覧 (6 / 9) にて記載

【東海第二】
島根 2号炉の復水輸送系による残存溶融炉心の冷却については、監視計器一覧 (5 / 1 2) にて記載

監視計器一覧 (12/17)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (e) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉の低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却に (淡水/海水) については、監視計器一覧(7/12)にて記載

監視計器一覧 (13/17)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱		
非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) 「停止時崩壊熱除去制 御」 AM設備別操作手順書	判断 基準	原子炉压力容器内の水位 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度
		電源 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧
		補機監視機能 M/C 2 B-2電圧 P/C 2 B-2電圧 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力
操作	原子炉压力容器内の水位 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	
	原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度	
	最終ヒートシンクの確保 原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口 温度	

監視計器一覧(8/12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」	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 (S A)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 (S A)
		電源 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	補機監視機能 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力
		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 (S A)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 (S A)
最終ヒートシンクの確保 原子炉浄化系系統流量 原子炉浄化系系統入口温度 原子炉浄化系非再生熱出入口温度		

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違
【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 (7 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧		
事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
AM設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度
		補機監視機能 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量
		電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)入口冷却水流量 残留熱除去系(B)入口冷却水流量 残留熱除去系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水流量

監視計器一覧 (14 / 17)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱		
非常時運転手順書II (微候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書II (停止時微候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」等 非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
		電源 M/C 2 C電圧 P/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧 P/C 2 D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R C W熱交換器出口温度 II-R C W熱交換器出口温度
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

監視計器一覧 (9 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱		
事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S A) A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度
		補機監視機能 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		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 緊急用メタラ電圧 S A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 (S A) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S A)
		補機監視機能 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保 A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R C W熱交換器出口温度 II-R C W熱交換器出口温度

・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 (8 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準範囲) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉压力容器への注水		
非常時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量
	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧
	水源の確保	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) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水運用)
	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	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧 (15 / 17)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 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	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)
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量
	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2A電圧 直流 125V 主母線盤 2B電圧
	水源の確保	サブプレッション・プール水位
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	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)
	AM設備別操作手順書	原子炉圧力 原子炉圧力 (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)
	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	水源の確保	サブプレッション・プール水位

監視計器一覧 (10 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準範囲) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉压力容器への注水		
非常時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等	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	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
	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
	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 (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	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
	補機監視機能	A-残留熱除去系ポンプ出口圧力 B-残留熱除去系ポンプ出口圧力 C-残留熱除去系ポンプ出口圧力
	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

監視計器一覧 (9 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 3 重大事故等対応設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱			
非常時運転手順書 (巡航ベース) 「減圧冷却」等 非常時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・庫位制御」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	補機監視機能	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系 (A) 熱交換器入口温度 残留熱除去系 (B) 熱交換器入口温度 残留熱除去系 (C) 熱交換器入口温度
		電源	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 残留熱除去系 (A) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (B) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (C) 熱交換器入口冷却水流量
判別基準	原子炉圧力容器内の水位	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	最終ヒートシンクの確保	原子炉圧力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 残留熱除去系 (A) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (B) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (C) 熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C) 出口冷却水温度
		電源	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 残留熱除去系 (A) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (B) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (C) 熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C) 出口冷却水温度
操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 残留熱除去系 (A) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (B) 熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系 (C) 熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C) 出口冷却水温度	

監視計器一覧 (16 / 17)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 3 設計基準事故対応設備による対応手順 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水		
非常時運転手順書 II (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 非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		最終ヒートシンクの確保
	電源	M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	水源の確保	サブプレッション・プール水位
操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量
	水源の確保	サブプレッション・プール水位
補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	

監視計器一覧 (11 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 4. 2. 3 重大事故等対応設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱		
非常時操作要領書 (微候ベース) 「減圧冷却」等	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 (停止域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力
	補機監視機能	原子炉圧力容器内の温度 A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度
	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
判別基準	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 (停止域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (定検時水張用)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	補機監視機能	I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
操作	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口流量 B-残留熱除去系熱交換器出口流量 I-原子炉補機冷却ポンプ圧力 II-原子炉補機冷却ポンプ圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R CW熱交換器出口温度 II-R CW熱交換器出口温度

- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
対応手段における監視計器の相違
- ・記載表現の相違
【東海第二】
島根 2号炉の低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水については、監視計器一覧 (12 / 12) 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 (17 / 17)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.3 設計基準事故対応設備による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「減圧冷却」</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の温度</td> <td>原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系海水系系統流量</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の温度</td> <td>原子炉压力容器温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.3 設計基準事故対応設備による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱			非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	電源	M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量	<p>監視計器一覧 (12 / 12)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.3 重大事故等対応設備 (設計基準設備) による対応手順 (3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>I-原子炉補機冷却ポンプ圧力</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位 (S A)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>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 (S A)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>原子炉压力容器内の注水量</td> <td>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>補機監視機能</td> <td>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位 (S A)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.4.2.3 重大事故等対応設備 (設計基準設備) による対応手順 (3) 低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	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 (S A)	補機監視機能	I-原子炉補機冷却ポンプ圧力	電源	C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧	操作	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)	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 (S A)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)			原子炉压力容器内の注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量			補機監視機能	低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 (S A)	<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 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱については、監視計器一覧 (11 / 12) で記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																
1.4.2.3 設計基準事故対応設備による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱																																																																		
非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)																																																															
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																																																															
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系熱交換器入口温度																																																															
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量																																																															
		電源	M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧																																																															
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)																																																															
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																																																															
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度																																																															
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																																															
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量																																																															
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																
1.4.2.3 重大事故等対応設備 (設計基準設備) による対応手順 (3) 低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	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 (S A)																																																															
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却ポンプ圧力																																																															
		電源	C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧																																																															
	操作	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)																																																															
		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 (S A)																																																															
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)																																																															
		原子炉压力容器内の注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量																																																															
		補機監視機能	低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 (S A)																																																															

第1.4.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 (6号炉のみ) AM用MCC
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源

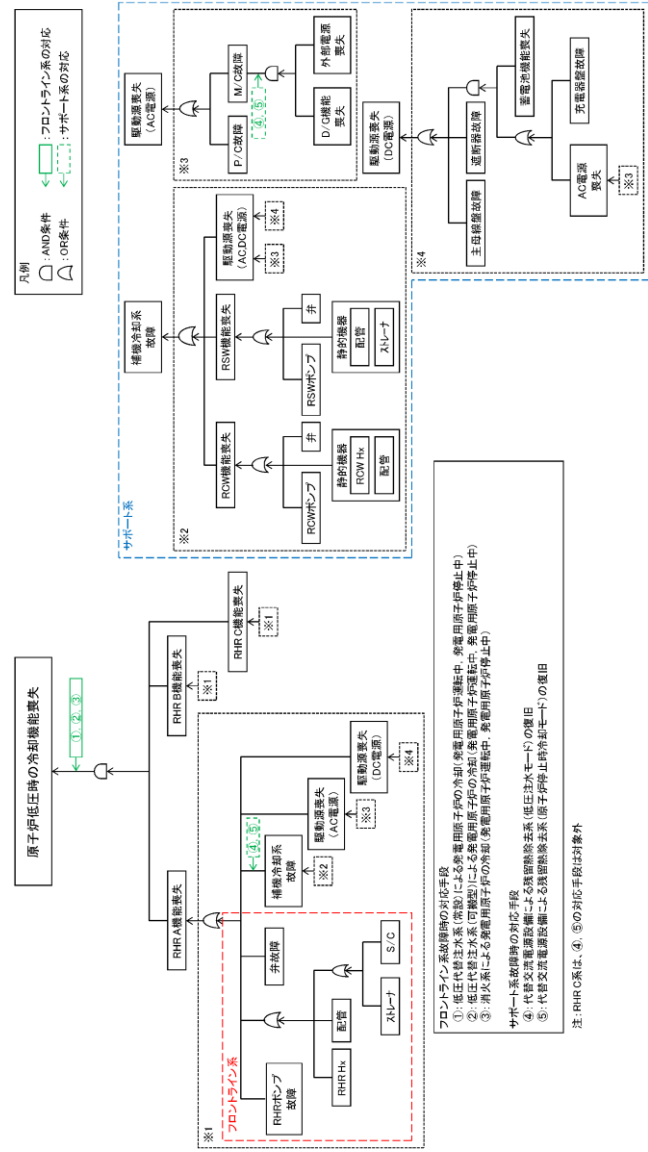
第1.4-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。)
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C M/C 2D
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C M/C 2C
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤

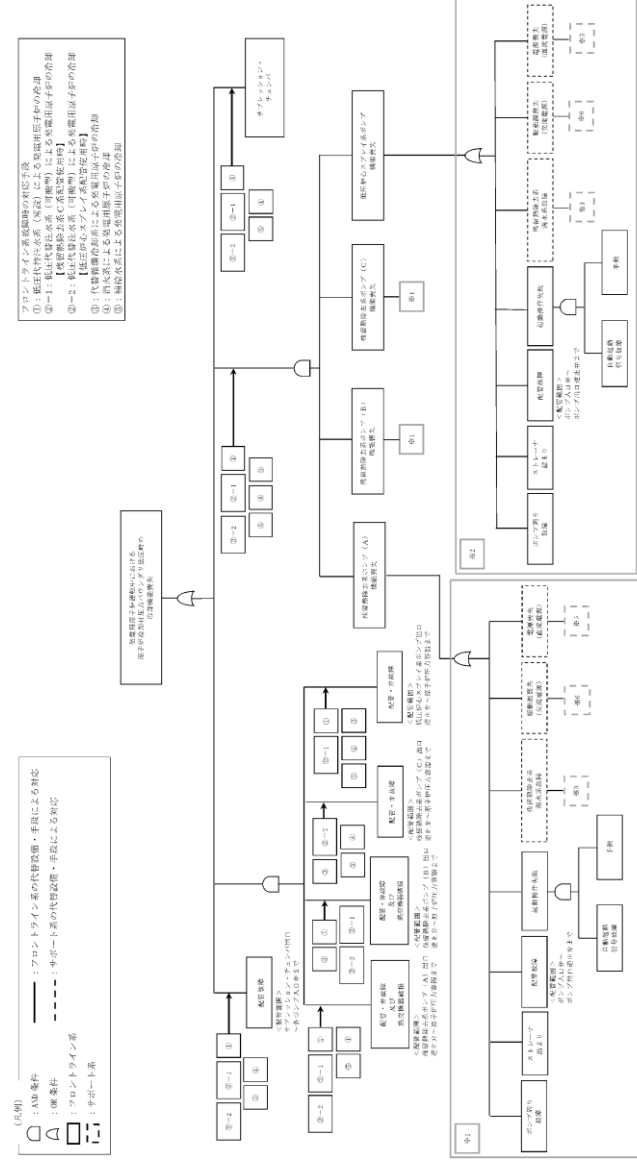
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設代替交流電源設備 SA-L/C
	低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 SA-C/C
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系
	低圧炉心スプレイ系弁	常設代替交流電源設備 C/C C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

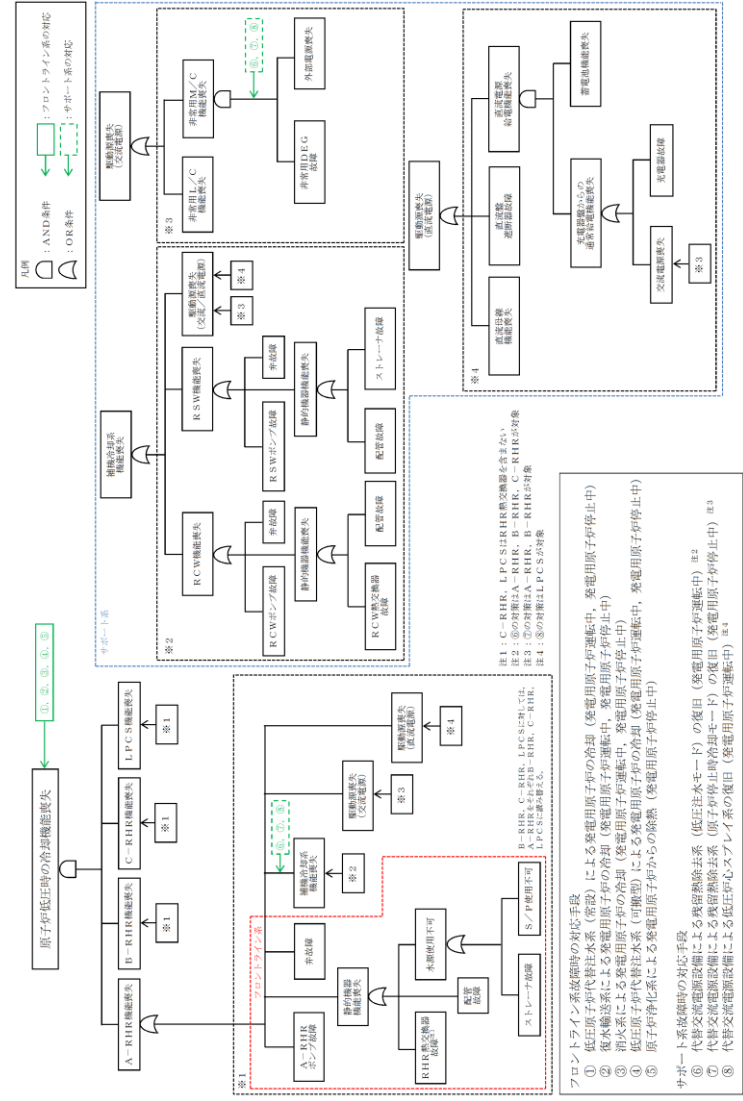
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
電源構成の相違及び
対応手段の違いによる
供給対象設備の相違



第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)

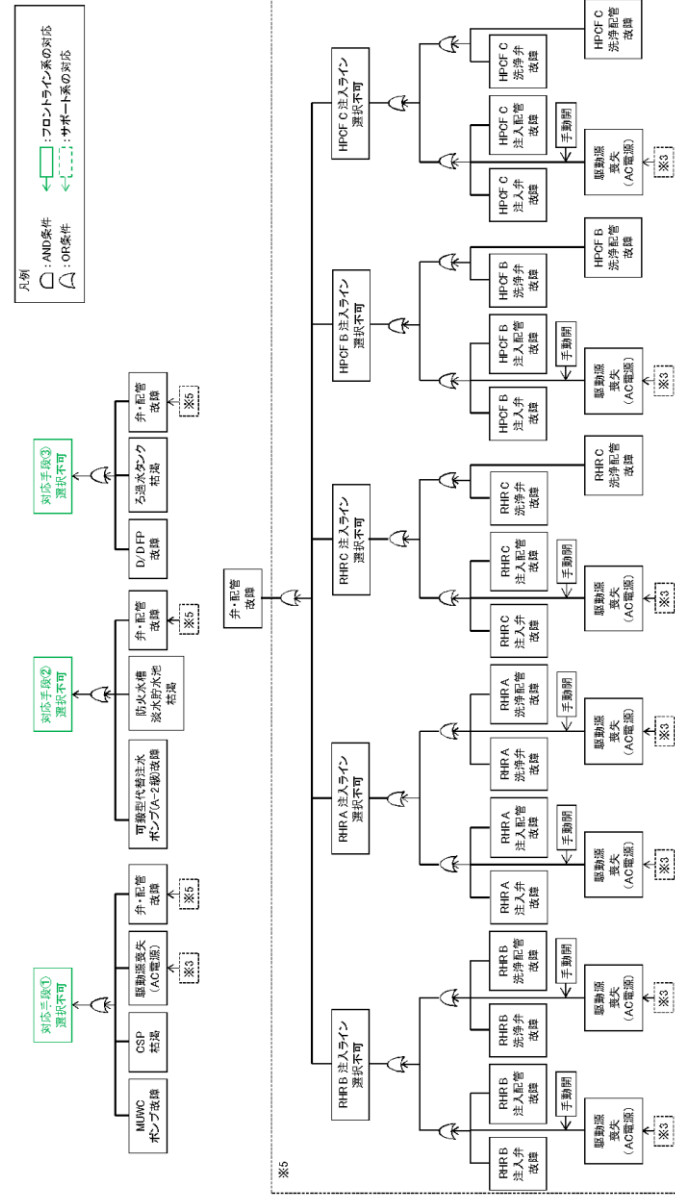


第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 3)

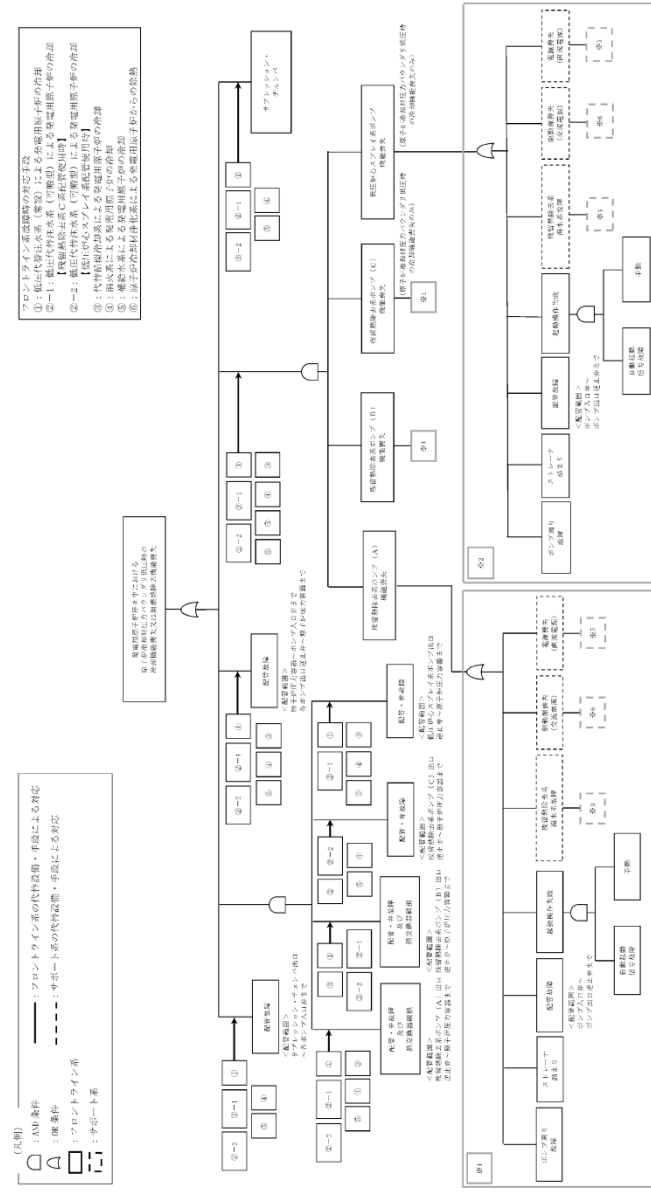


第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 3)

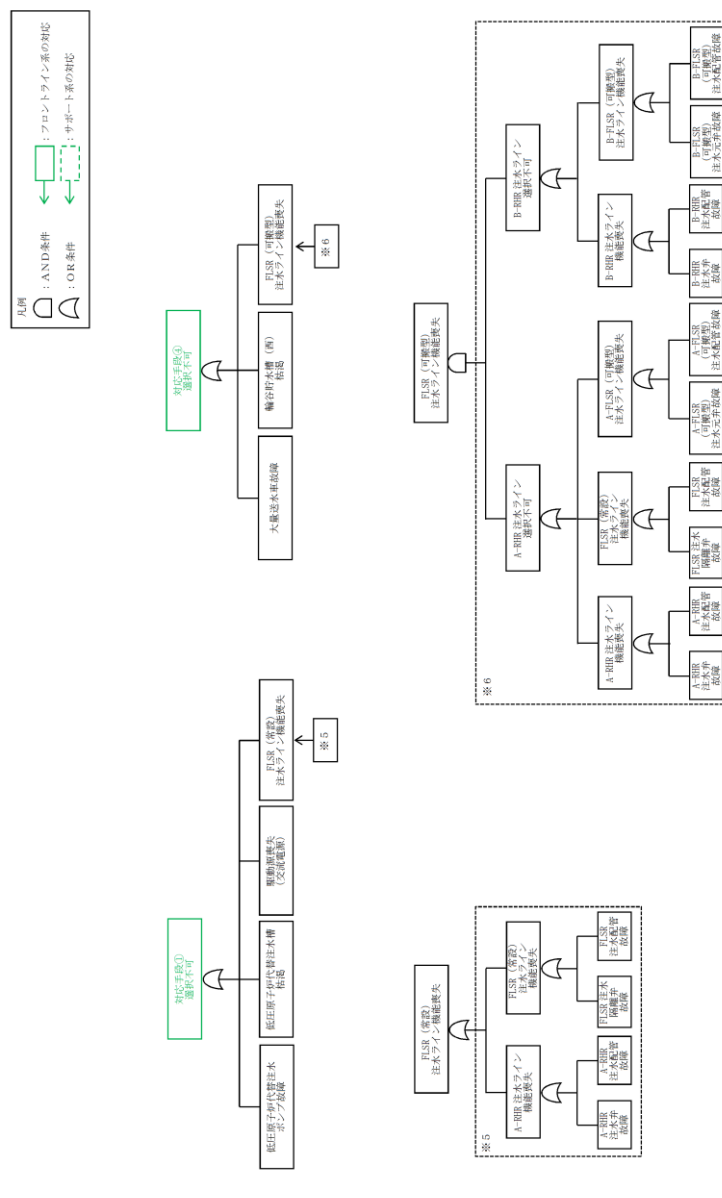
備考
 ・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備の相違に基づく
 機能喪失想定及び対応
 手段の相違



第 1.4.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)



第 1.4-1-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 3)



第 1.4-1-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 3)

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

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

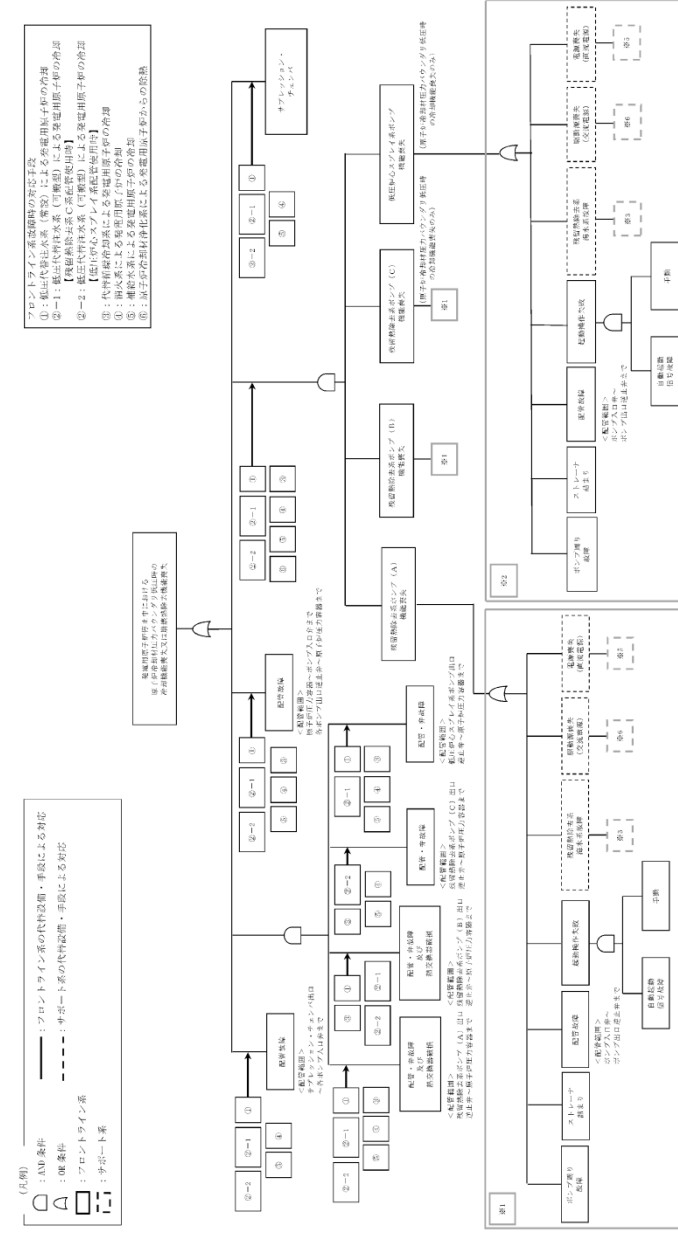
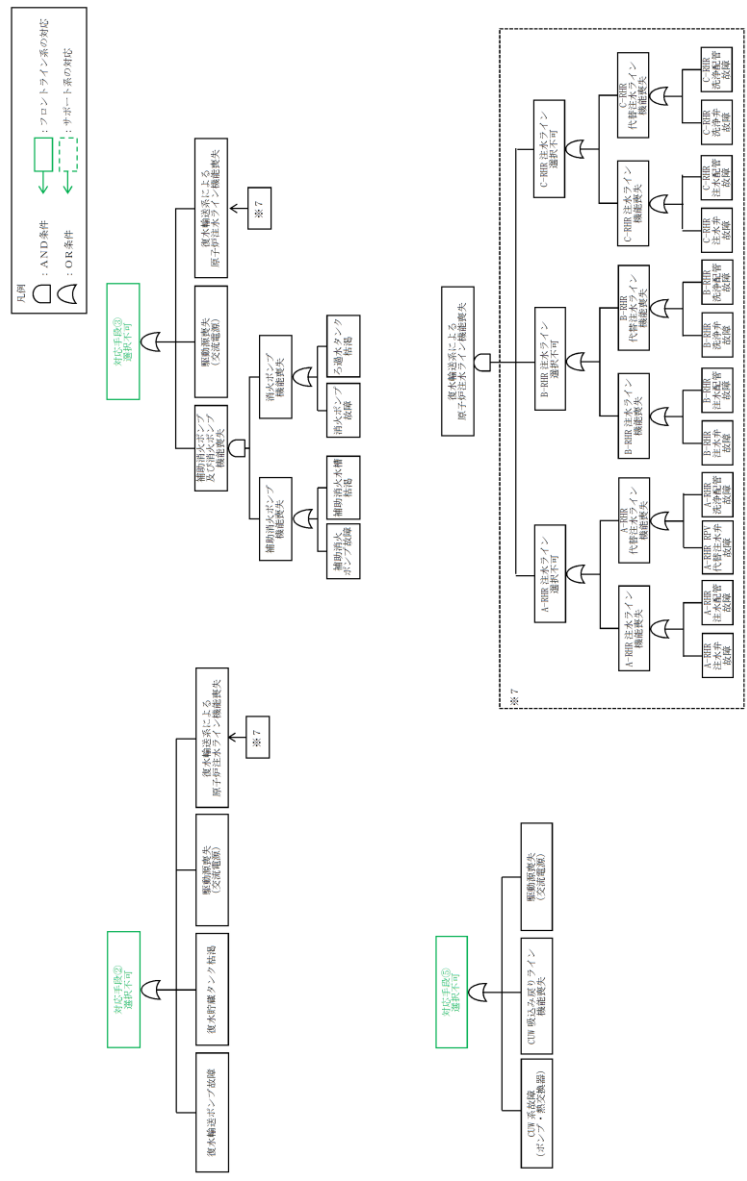


図1: 冷却材循環停止の故障樹図。手組による対応
 図2: 冷却材循環停止の故障樹図。手組による対応

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)

フロントライン系、サポート系の整理、故障の規定・対応手段

凡例: フロントライン系 サポート系 故障発生時 対応手段あり

故障発生機器	故障原因1	故障原因2	故障原因3	故障原因4	故障原因5	故障原因6	故障原因7	故障原因8
低圧注水系統機能喪失	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	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 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

フロントライン系、サポート系の整理、故障の規定・対応手段

凡例: フロントライン系 サポート系 故障発生時 対応手段あり

故障発生機器	故障原因1	故障原因2	故障原因3	故障原因4	故障原因5	故障原因6	故障原因7	故障原因8
低圧注水系統機能喪失	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
	静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	配管
静的機器故障	配管	配管	配管	配管	配管	配管	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 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="166 222 896 1125" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="210 1146 860 1186" data-label="Caption"> <p>第 1. 4. 2 図 EOP「水位確保」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="967 222 1685 1125" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="937 1146 1715 1230" data-label="Caption"> <p>第1. 4-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1748 222 2496 1035" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1783 1056 2454 1096" data-label="Caption"> <p>第 1. 4-2 図 EOP「水位確保」における対応フロー</p> </div>	

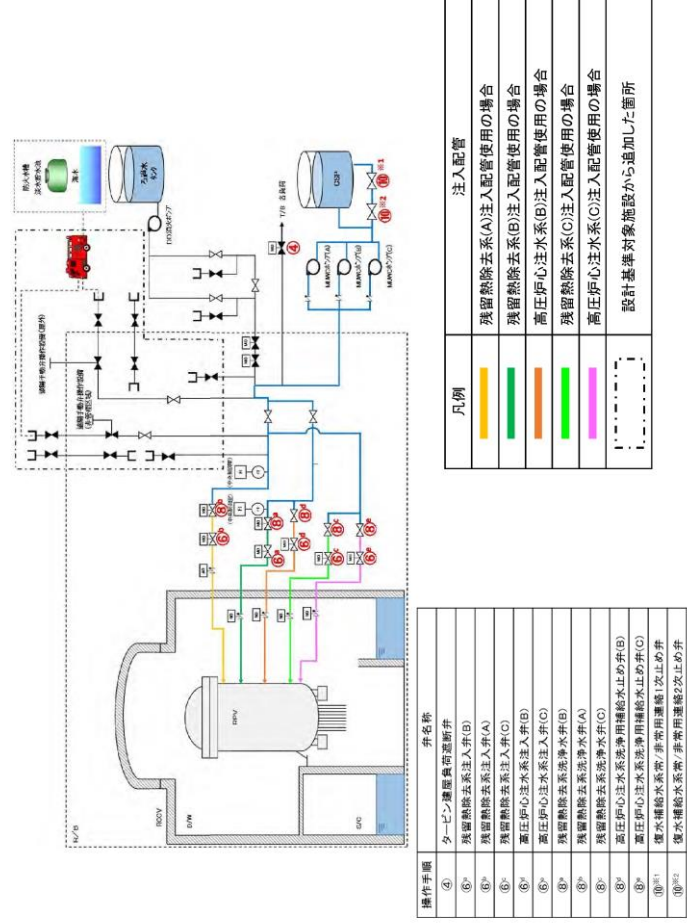
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 241 890 1102" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="207 1146 860 1188" data-label="Caption"> <p>第 1. 4. 3 図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="964 241 1691 1102" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="934 1146 1715 1232" data-label="Caption"> <p>第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1736 241 2499 871" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1780 919 2454 963" data-label="Caption"> <p>第 1. 4-3 図 EOP「減圧冷却」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 216 902 856" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="207 877 860 919" data-label="Caption"> <p>第 1. 4. 4 図 EOP「水位回復」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="958 226 1691 993" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="934 1014 1715 1098" data-label="Caption"> <p>第1. 4-4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="1748 226 2499 1077" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1780 1102 2454 1144" data-label="Caption"> <p>第 1. 4-4 図 EOP「水位回復」における対応フロー</p> </div>	

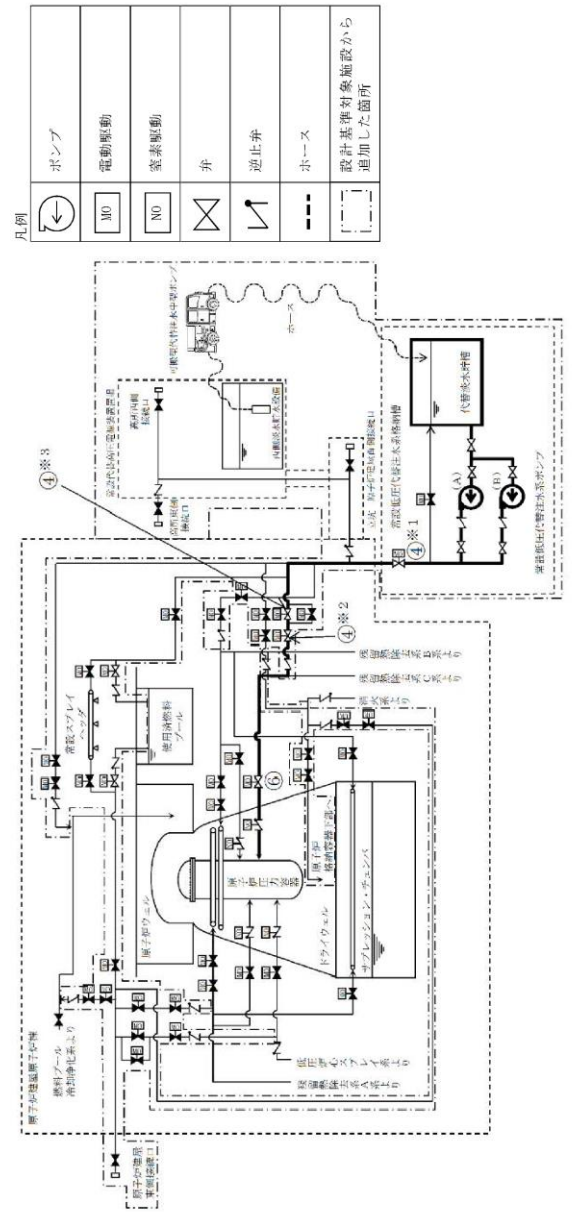
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="181 268 899 898" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="181 926 884 1003" data-label="Caption"> <p>第 1.4.5 図 停止時EOP「SFP原子炉水位・温度制御」 における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="979 495 1644 1575" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1665 464 1709 1688" data-label="Caption"> <p>第 1.4-5 図 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1754 569 2442 1585" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2457 625 2502 1392" data-label="Caption"> <p>第 1.4-5 図 EOP「崩壊熱除去機能喪失」における対応フロー</p> </div>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 279 899 1119" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="192 1146 872 1188" data-label="Caption"> <p>第 1.4.6 図 SOP「RPV制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="991 470 1656 1604" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1662 462 1706 1688" data-label="Caption"> <p>第 1.4-6 図 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時崩壊熱除去制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1748 531 2445 1623" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2451 682 2496 1333" data-label="Caption"> <p>第 1.4-6 図 SOP「注水-4」における対応フロー</p> </div>	<p>備考</p>

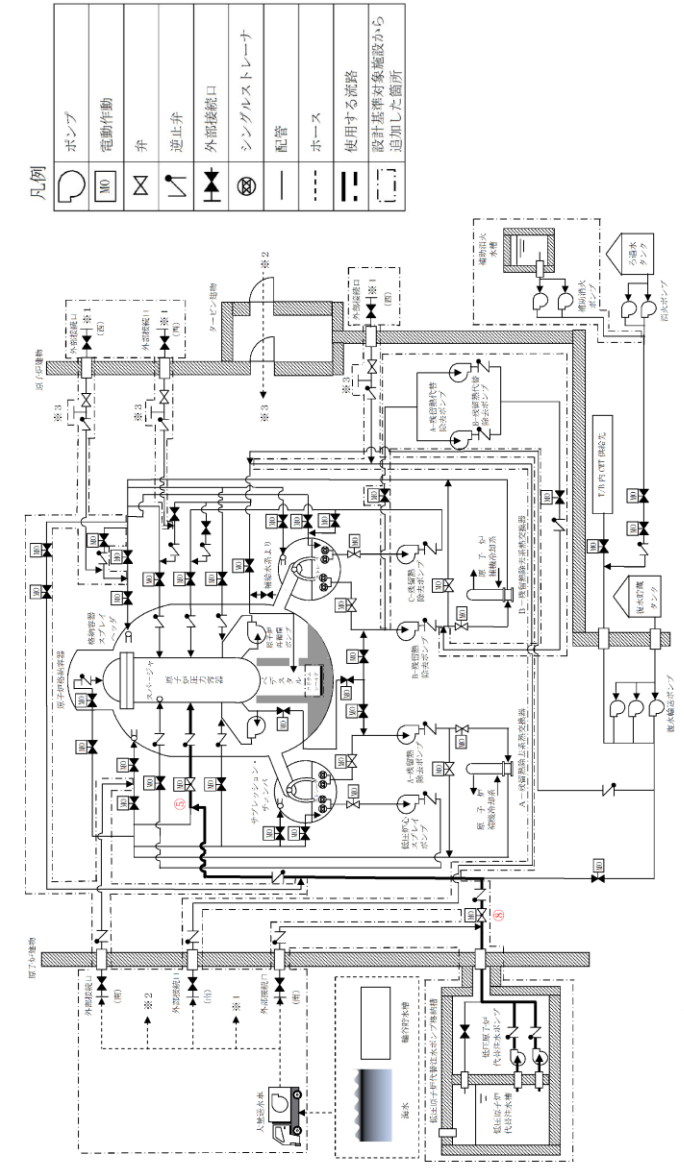
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="976 531 1644 1566" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1665 531 1709 1625" data-label="Caption"> <p>第1.4-7図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-4」における対応フロー</p> </div>		



第 1.4.7 図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 概要図



第 1.4-8 図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 概要図



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.4-7 図 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

備考
 ・設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、47 条の重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系を新規で設置
【柏崎 6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
		<table border="1" data-bbox="2041 562 2166 1759"> <thead> <tr> <th data-bbox="2041 1352 2080 1759">操作手順</th> <th data-bbox="2041 562 2080 1352">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="2080 1352 2119 1759">⑤</td> <td data-bbox="2080 562 2119 1352">A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2119 1352 2157 1759">⑧</td> <td data-bbox="2119 562 2157 1352">FLSR注水隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2166 1297 2205 1759">記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p data-bbox="2237 638 2276 1759"><u>第1.4-7図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)</u></p>	操作手順	弁名称	⑤	A-RHR注水弁	⑧	FLSR注水隔離弁	<p data-bbox="2534 212 2813 422">・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 概要図(2/2)に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称								
⑤	A-RHR注水弁								
⑧	FLSR注水隔離弁								

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		5	10	15	20	25								
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 12分												
	2	通信運送設備準備, 電源確認 バイパス流防止処置, ポンプ起動 系統構成 注水開始, 注水状況確認 移動, CSP系源確保												
	現場運転員 C, D	2												

第1.4.8図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	実施箇所・必要要員数	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 9分												
	2	必要な負荷の電源引替え操作 原子炉冷却材浄化系破込弁の閉操作(※1) 系統構成, 注水開始操作												
	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	2												

※1: 原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

第1.4-9図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水タイムチャート(発電用原子炉運転中)(1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40									
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	必要な要員と作業項目	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 20分※2												
	1	電源確認, 低圧原子炉代替注水ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始 隔離操作※1												
	2	電源確認, 低圧原子炉代替注水ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始 移動, SA電源切替操作(A系)												

※1 原子炉冷却材喪失事象が確認された場合のみ隔離操作を実施。

※2 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は, 10分以内に可能である。

第1.4-8図 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水タイムチャート

備考

- ・体制及び運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】
- ①の相違
- ・運用の相違【柏崎6/7】
- 配管構成の違いにより島根2号炉はバイパス流防止措置は不要
- 【柏崎6/7】
- 島根2号炉は, 原子炉冷却材喪失事象発生時の対応措置を記載

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80				
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B												
	現場運転員 C, D												

40分 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

通庫連絡設備準備、電源確認
 ハイパス凍防止装置、ポンプ起動
 注水状況確認
 移動、系統構成
 注水再開操作
 移動、CSP水源確保

第1.4.9 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)												備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	運転員等(当直運転員)(中央制御室)															

低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 9分

必要な負荷の電源切替操作
 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※1)
 系統構成、注水開始操作

※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

第1.4-9図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート(発電用原子炉停止中)(2/2)

- ・設備の相違
【柏崎6/7】
 配管構成の相違による注水経路の相違
- ・運用及び体制の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80		
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 (高压炉心注水系(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2		通過運転設備準備、電源確認 ハイパス流防止閉鎖、ポンプ起動 系統操作								
	現場運転員 C, D 2	移動		注水状況確認							
				注水井開操作							
					移動、CSP水準確保						

第 1. 4. 10 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水(高压炉心注水系(B)注入配管使用)

タイムチャート

・設備の相違
【柏崎 6/7】
配管構成の相違による注水経路の相違

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2												
	現場運転員 C, D 2												

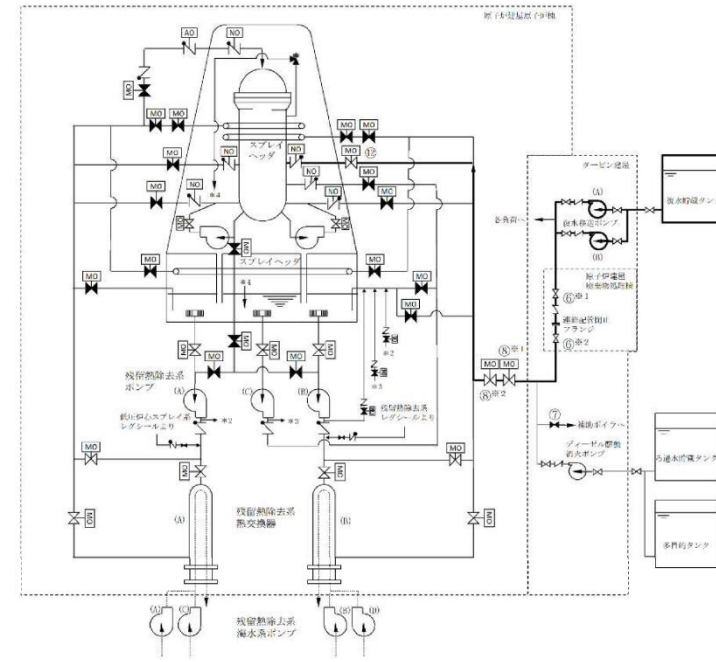
30分 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

通信連絡設備準備、電源確認
 ハイパス運防止装置、ポンプ起動
 注水状況確認
 移動、系統構成
 注入開扉并開操作
 移動、CSP水源確保

第 1.4.11 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用)

タイムチャート

・設備の相違
【柏崎 6/7】
 配管構成の相違による注水経路の相違



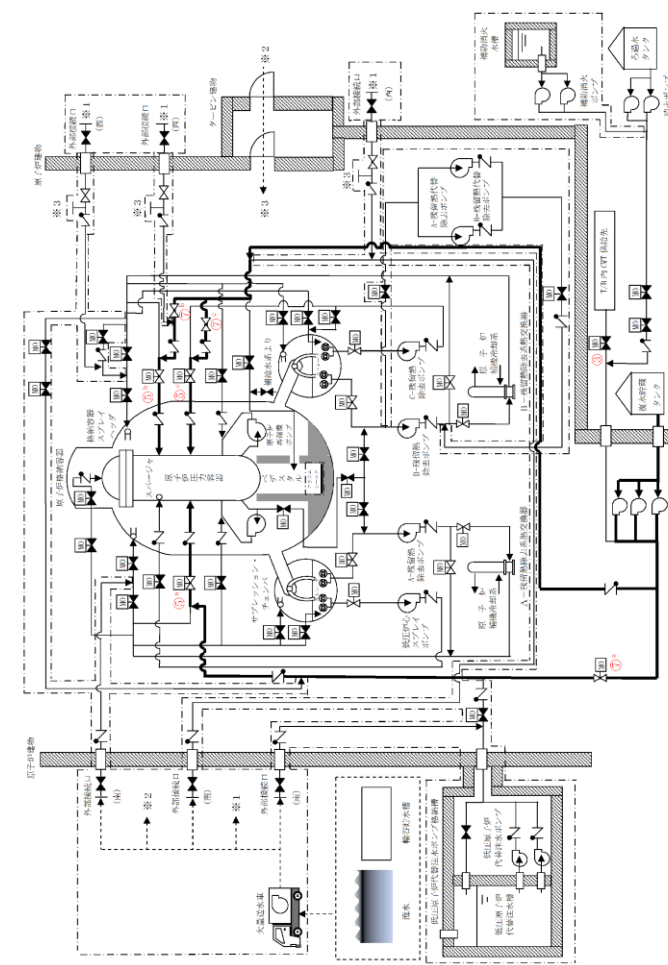
操作手順	弁名称
⑥ ^{a1} , ⑥ ^{a2}	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑦	補助ボイラ冷却水元弁
⑧ ^{a1} , ⑧ ^{a2}	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑨	残留熱除去系B系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○^{a1}~ : 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	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
⊗	弁
↗	逆止弁

第1.4-19図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

凡例	ポンプ
MO	電動駆動
⊗	弁
↗	逆止弁
⊕	外部接続口
⊙	シングルストレーナ
—	配管
- - -	ホース
—	使用する流路
[]	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○^{a1}~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

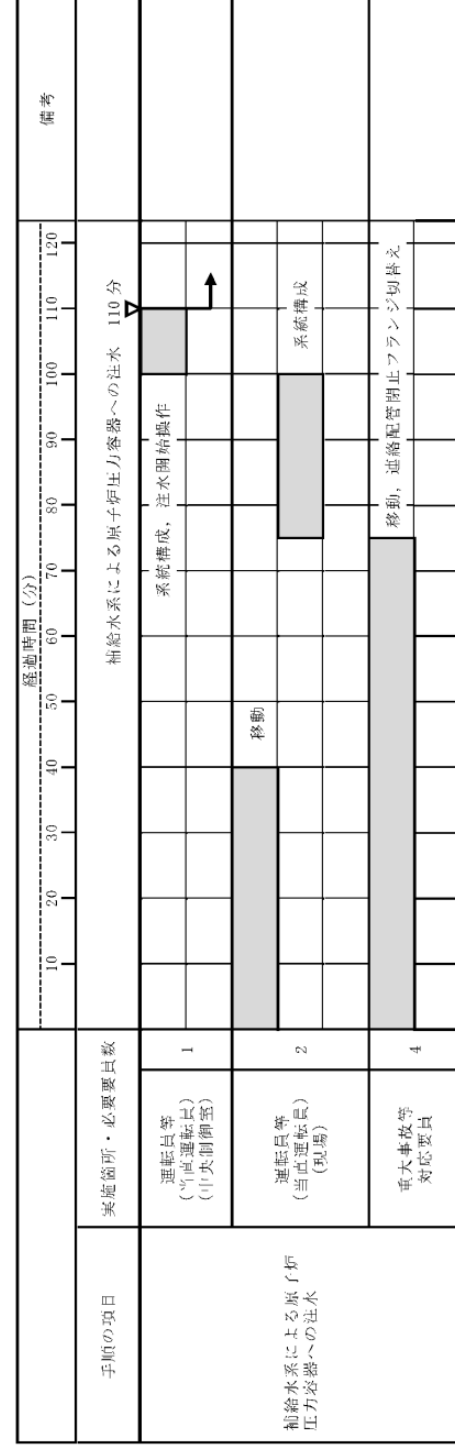
第1.4-9図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)

・設備の相違
【柏崎6/7】
⑤の相違

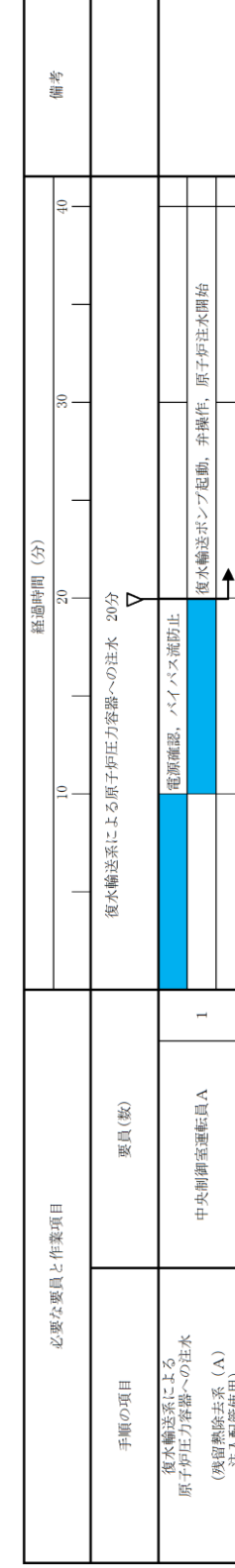
・設備の相違
【東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

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																
		<table border="1" data-bbox="1911 527 2214 1644"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>CWT T/B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^a</td> <td>A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^b</td> <td>B-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^c</td> <td>C-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^a</td> <td>A-RHR RPV代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^b</td> <td>B-RHR注水配管洗浄元弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^c</td> <td>C-RHR注水配管洗浄元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2214 1178 2258 1644">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。</p> <p data-bbox="2326 638 2371 1518"><u>第1.4-9図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)</u></p>	操作手順	弁名称	③	CWT T/B供給遮断弁	⑤ ^a	A-RHR注水弁	⑤ ^b	B-RHR注水弁	⑤ ^c	C-RHR注水弁	⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	<p data-bbox="2531 212 2798 422">・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、概要図(2/2)に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称																		
③	CWT T/B供給遮断弁																		
⑤ ^a	A-RHR注水弁																		
⑤ ^b	B-RHR注水弁																		
⑤ ^c	C-RHR注水弁																		
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁																		
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁																		
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁																		

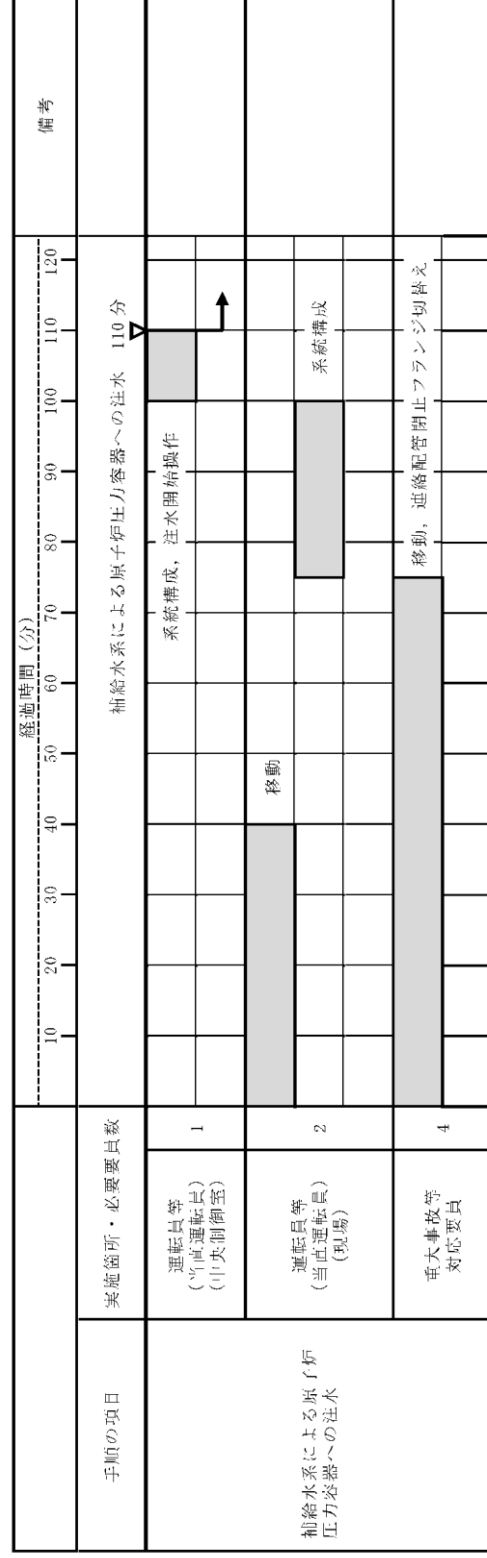
・体制及び運用の相違
【東海第二】
 ㊦の相違



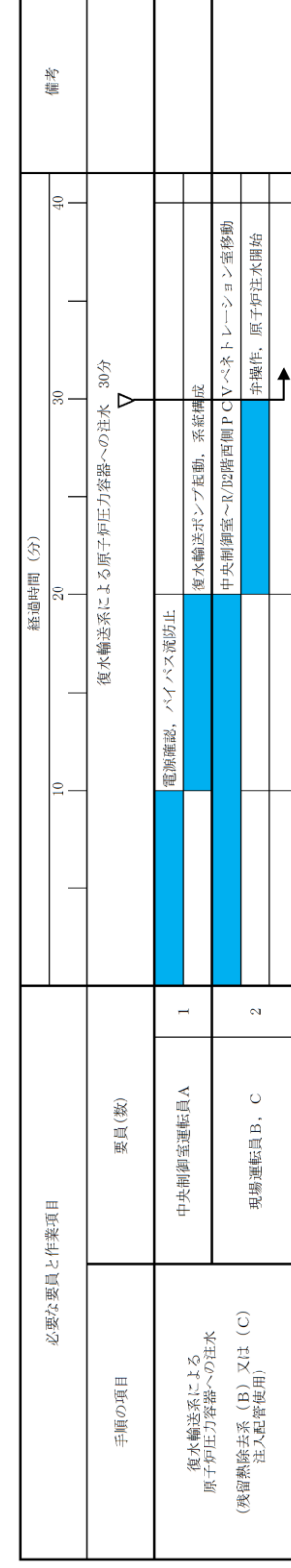
第1.4-20図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート (発電用原子炉運転中) (1/2)



第1.4-10図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート



第1.4-20図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート (発電用原子炉停止中) (2/2)



第1.4-11図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(B)又は(C) 注入配管使用) タイムチャート

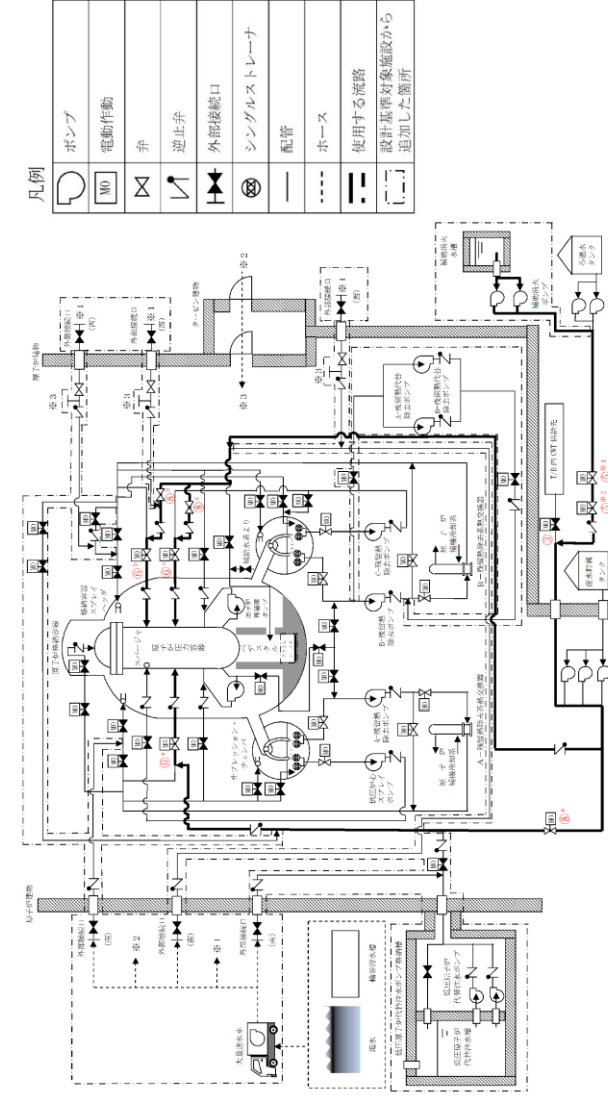
- ・体制及び運用の相違
【東海第二】
①の相違
- ・体制の相違
【東海第二】
島根2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない

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

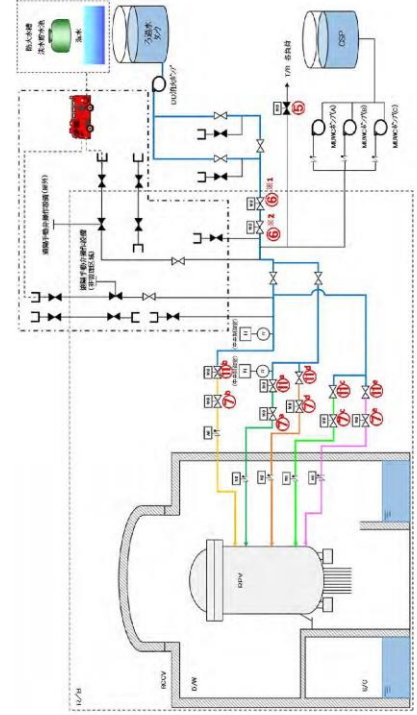
備考



第1.4-12図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/4)
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能

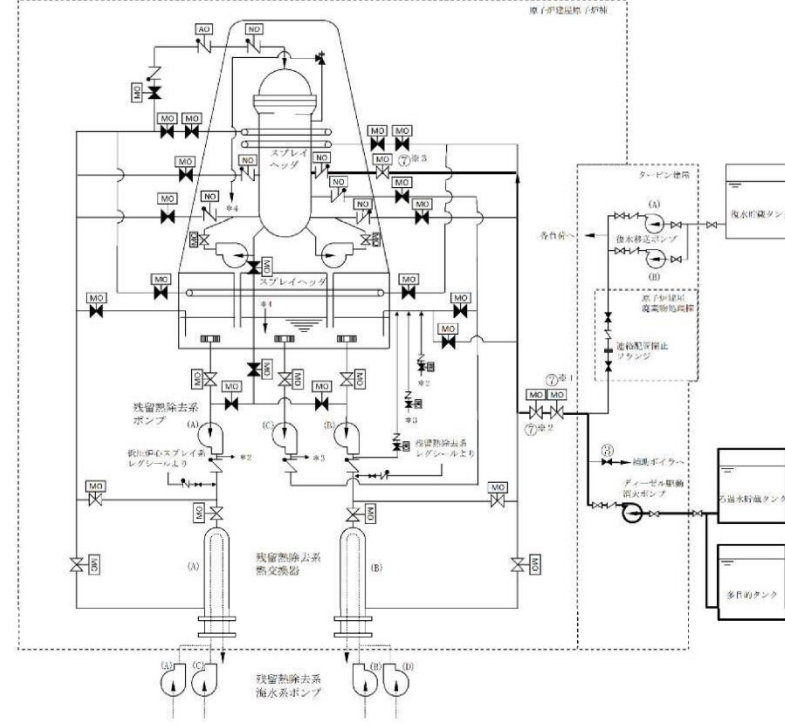
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
		<table border="1" data-bbox="1893 693 2249 1717"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>CWT T/B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^{*1}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑤^{*2}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^a</td> <td>A-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^b</td> <td>B-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^c</td> <td>C-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>A-RHR RPV 代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^b</td> <td>B-RHR 注水配管洗浄元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^c</td> <td>C-RHR 注水配管洗浄元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2249 436 2350 1717"> 記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 </p> <p data-bbox="2374 655 2457 1501"> <u>第1.4-12 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/4)</u> (補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合) </p>	操作手順	弁名称	③	CWT T/B 供給遮断弁	⑤ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑤ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	⑥ ^a	A-RHR 注水弁	⑥ ^b	B-RHR 注水弁	⑥ ^c	C-RHR 注水弁	⑧ ^a	A-RHR RPV 代替注水弁	⑧ ^b	B-RHR 注水配管洗浄元弁	⑧ ^c	C-RHR 注水配管洗浄元弁	<p data-bbox="2534 210 2795 514"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能 </p>
操作手順	弁名称																						
③	CWT T/B 供給遮断弁																						
⑤ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)																						
⑤ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁																						
⑥ ^a	A-RHR 注水弁																						
⑥ ^b	B-RHR 注水弁																						
⑥ ^c	C-RHR 注水弁																						
⑧ ^a	A-RHR RPV 代替注水弁																						
⑧ ^b	B-RHR 注水配管洗浄元弁																						
⑧ ^c	C-RHR 注水配管洗浄元弁																						



操作手順	弁名称
⑤	タービン駆動用逆止弁
⑥ ¹⁾	炉水補給水系統用防火系緊急連絡弁
⑥ ²⁾	炉水補給水系統用防火系緊急連絡弁
⑦ ¹⁾	残留熱除去系注水弁(B)
⑦ ²⁾	残留熱除去系注水弁(A)
⑦ ³⁾	残留熱除去系注水弁(C)
⑦ ⁴⁾	高圧炉心注水系統注水弁(B)
⑦ ⁵⁾	高圧炉心注水系統注水弁(A)
⑦ ⁶⁾	高圧炉心注水系統注水弁(C)
⑦ ⁷⁾	高圧炉心注水系統注水弁(C)
⑦ ⁸⁾	高圧炉心注水系統注水弁(C)
⑦ ⁹⁾	高圧炉心注水系統注水弁(C)
⑦ ¹⁰⁾	高圧炉心注水系統注水弁(C)

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

第1.4-20図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図

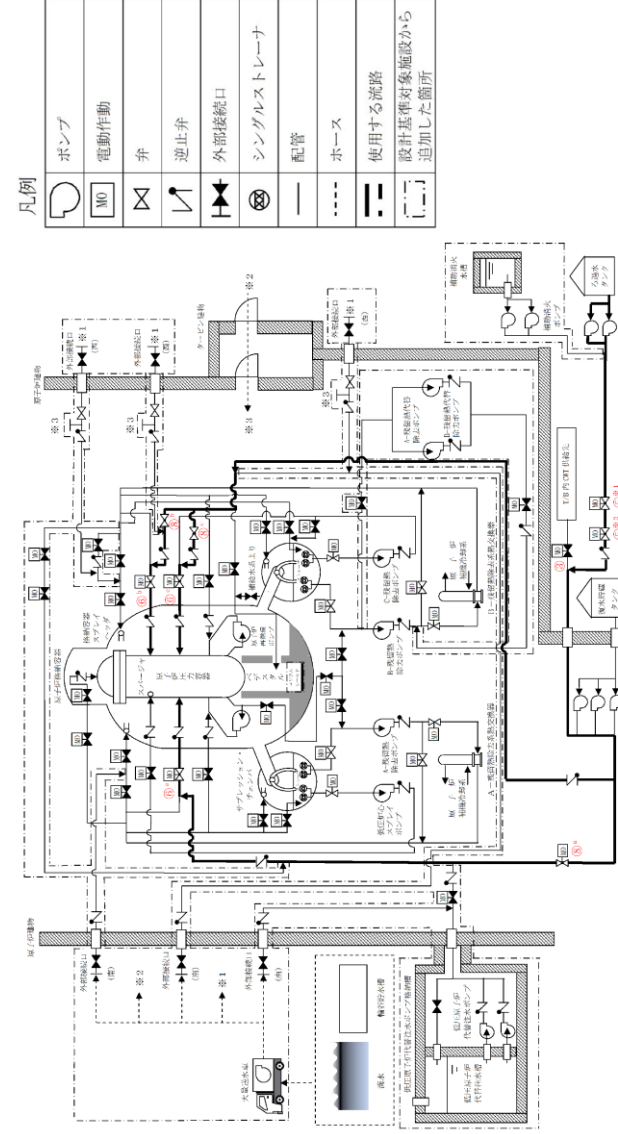


操作手順	弁名称
③	補助ボイラ冷却水元弁
⑦ ¹⁾ , ⑦ ²⁾	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑦ ³⁾	残留熱除去系B系注水弁

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

凡例	名称
	ポンプ
MO	電動駆動
AO	空気駆動
NO	窒素駆動
	弁
	逆止弁

第1.4-17図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図



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

第1.4-12図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図(3/4)
(消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
		<table border="1" data-bbox="1899 724 2240 1711"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>CWT T/B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*1</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑤*2</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^a</td> <td>A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^b</td> <td>B-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^c</td> <td>C-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>A-RHR RPV代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^b</td> <td>B-RHR注水配管洗浄元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^c</td> <td>C-RHR注水配管洗浄元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2240 472 2344 1711"> 記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 </p> <p data-bbox="2374 640 2463 1480"> <u>第1.4-12図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図(4/4)</u> <u>(消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)</u> </p>	操作手順	弁名称	③	CWT T/B供給遮断弁	⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁	⑥ ^a	A-RHR注水弁	⑥ ^b	B-RHR注水弁	⑥ ^c	C-RHR注水弁	⑧ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	⑧ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	⑧ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	<p data-bbox="2537 210 2804 420"> ・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、概要図(2/2)に操作対象を記載 </p>
操作手順	弁名称																						
③	CWT T/B供給遮断弁																						
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)																						
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁																						
⑥ ^a	A-RHR注水弁																						
⑥ ^b	B-RHR注水弁																						
⑥ ^c	C-RHR注水弁																						
⑧ ^a	A-RHR RPV代替注水弁																						
⑧ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁																						
⑧ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁																						

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	2 中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2 5号炉運転員											
30分 消火系による原子炉圧力容器への注水 通信運搬設備準備, 電源確保確認 系統構成, バイパス流防止処置 注水開始, 注水状況確認 電源確保 消火ポンプ起動												

第1.4-21図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A) 又は(B) 注入配管使用) タイムチャート

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

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

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)								備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	1 中央制御室運転員A											
消火系による原子炉圧力容器への注水 25分 電源確認, バイパス流防止 ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始												

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)								備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	1 中央制御室運転員A											
消火系による原子炉圧力容器への注水 25分 電源確認, バイパス流防止 ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始												

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第1.4-13図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用) タイムチャート

- ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能
- ・体制及び運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
①の相違

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2	40分 消火系による原子炉圧力容器への注水										
		通信連絡設備準備, 電源確保確認	ハイパス流防止処置, 系統構成	注水状況確認								
	現場運転員 C, D 2	移動系準備	注水開始									
		現場運転員 E, F 2	電源確保									
	5号炉運転員 2	消火ポンプ起動										

第1.4-22図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート

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

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

手順の項目	必要要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(B)又は(C) 注入配管使用)	消火系による原子炉圧力容器への注水 30分	1 2	電圧確認, ハイパス流防止										
			ポンプ起動, 系統構成										
			中央制御室へ配管切換操作, 系統構成										

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

手順の項目	必要要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(B)又は(C) 注入配管使用)	消火系による原子炉圧力容器への注水 30分	1 2	電圧確認, ハイパス流防止										
			ポンプ起動, 系統構成										
			中央制御室へ配管切換操作, 系統構成										

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

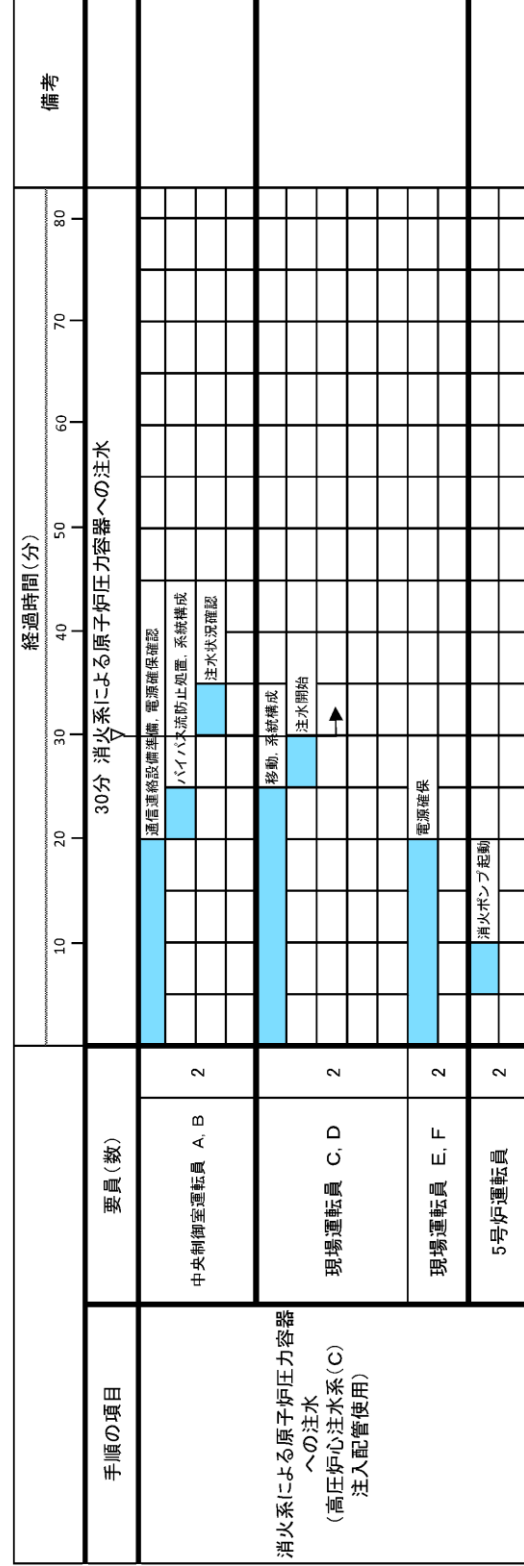
第1.4-14図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(B)又は(C)注入配管使用) タイムチャート

- ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能
- ・体制及び運用の相違
【柏崎6/7】
⑪の相違
- ・体制の相違
【東海第二】
島根2号炉は, プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2	30分 消火系による原子炉圧力容器への注水										
		通信連絡設備準備, 電源確保確認	ハイハイバ流防止処置, 系統構成	注水状況確認								
	現場運転員 C, D 2	移動		注水開始								
		電源確保										
	現場運転員 E, F 2											
5号炉運転員 2										消火ポンプ起動		

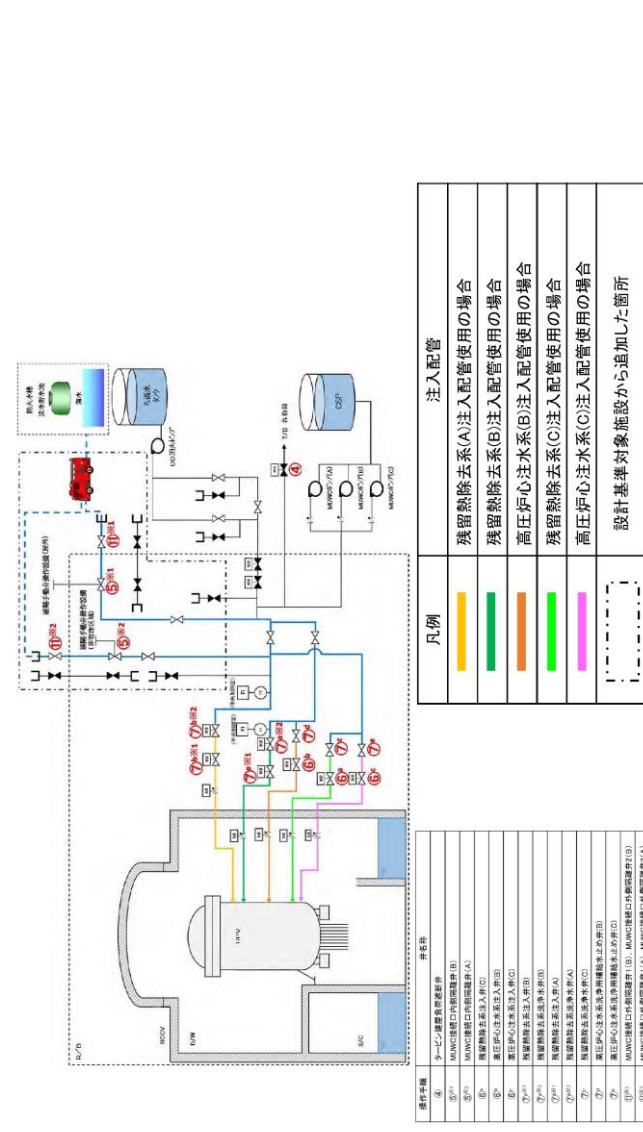
第1.4-23図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート

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

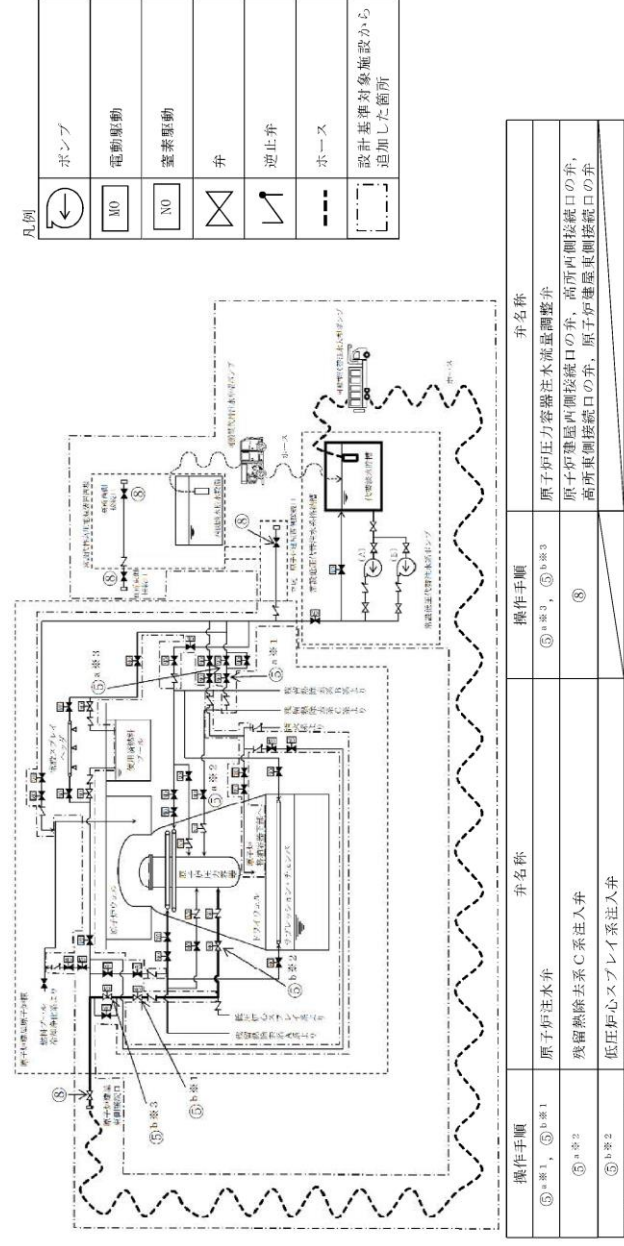


第1.4-24図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (高压炉心注水系(C) 注入配管使用) タイムチャート

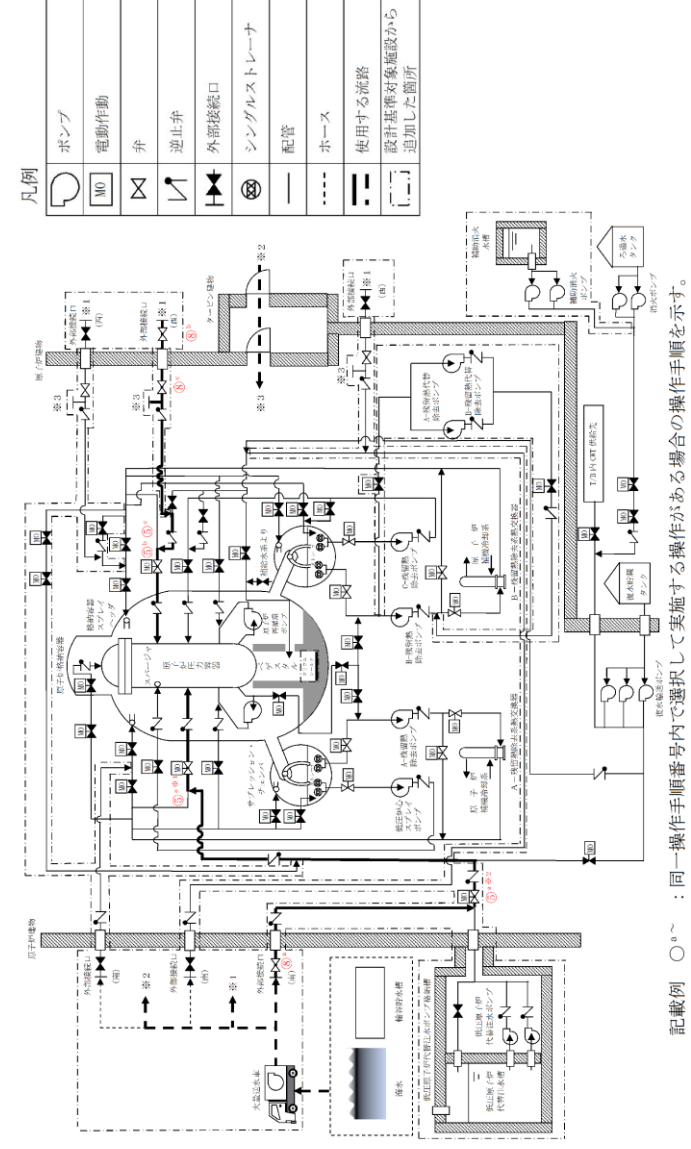
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違



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



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



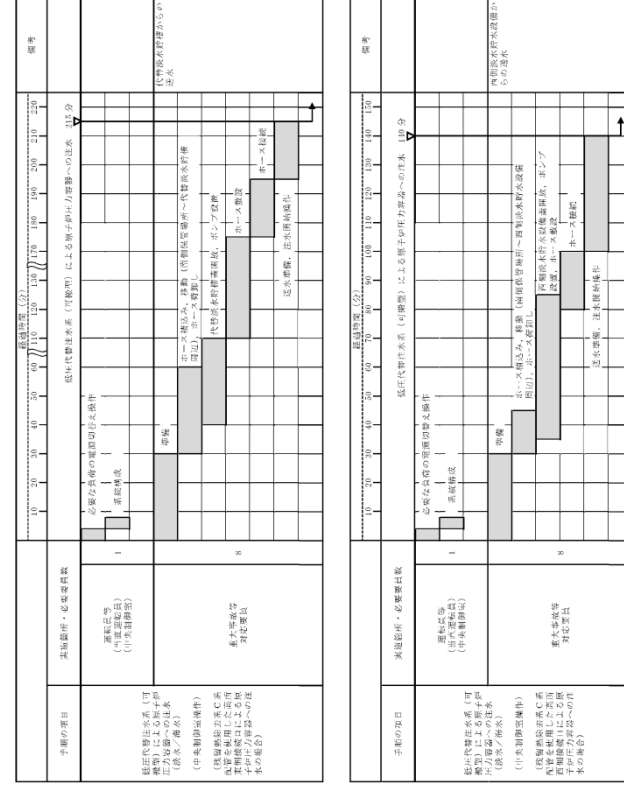
第1.4-15図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）概要図(1/2)
 (交流動力電源が確保されている場合)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
		<table border="1" data-bbox="1935 688 2190 1747"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^a*1</td> <td>A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^a*2</td> <td>FLSR注水隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^b⑤^c</td> <td>B-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>A-低圧原子炉代替注水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^b</td> <td>B-低圧原子炉代替注水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^c</td> <td>FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2190 424 2261 1747">記載例 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。</p> <p data-bbox="2279 394 2368 1738"><u>第 1.4-15 図 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 (淡水/海水) 概要図 (2 / 2)</u> <u>(交流動力電源が確保されている場合)</u></p>	操作手順	弁名称	⑤ ^a *1	A-RHR注水弁	⑤ ^a *2	FLSR注水隔離弁	⑤ ^b ⑤ ^c	B-RHR注水弁	⑧ ^a	A-低圧原子炉代替注水元弁	⑧ ^b	B-低圧原子炉代替注水元弁	⑧ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁	<p data-bbox="2528 214 2813 424">・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (2 / 2) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称																
⑤ ^a *1	A-RHR注水弁																
⑤ ^a *2	FLSR注水隔離弁																
⑤ ^b ⑤ ^c	B-RHR注水弁																
⑧ ^a	A-低圧原子炉代替注水元弁																
⑧ ^b	B-低圧原子炉代替注水元弁																
⑧ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁																

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用) 【交流電源が確保されている場合】	中央制御室運転員 A, B 現場運転員 C, D	システム構成完了 25分											
		2	通信経路設備準備	電源確認	重源確認								
		2	バイパス流防止措置	システム構成									
	2		移動、遠隔手動弁操作設備リンク機構の取外し、システム構成(管理区域)										

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



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

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40							
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 (低圧原子炉代替注水系(A)又は(B)注入配管使用) 【交流電源が確保されている場合】	中央制御室運転員 A 現場運転員 B, C	システム構成完了 25分※1										
		1	電源確認	システム構成								
		2	移動、S/A電源切替盤操作(A系又はB系)									

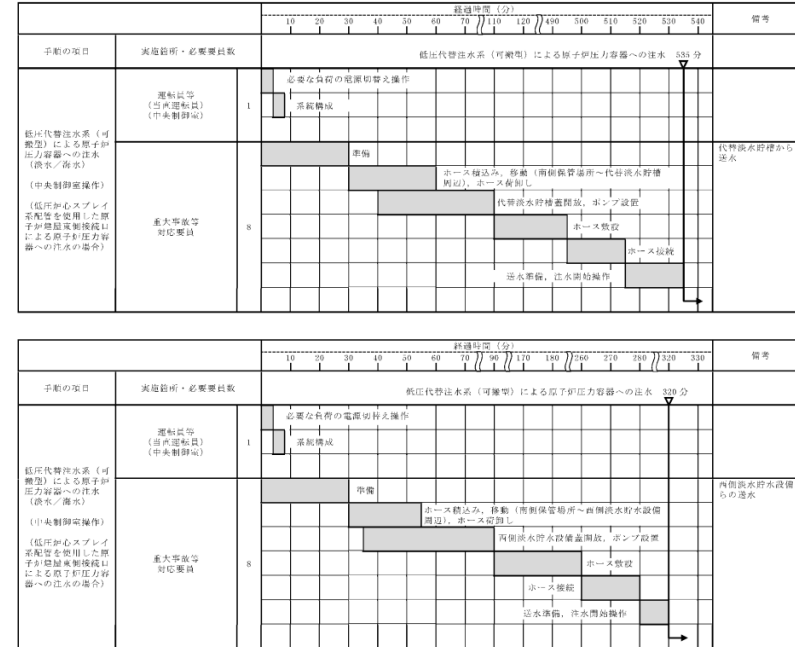
※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、15分以内に可能である。

第1.4-16 図 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(淡水/海水)
 (低圧原子炉代替注水系(A)又は(B)注入配管使用)(システム構成) タイムチャート
 (交流動力電源が確保されている場合)

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7,東海第二】
 ①の相違

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
		10	90	
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水 (残留熱除去系(C)注入配管使用) [交流電源が確保されている場合]	中央制御室運転員 A, B	10	90	系統構成完了 65分
	現場運転員 C, D	10	90	

第1.4.14 図 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/海水) タイムチャート
 (残留熱除去系(C)注入配管使用) (系統構成) タイムチャート
 (交流電源が確保されている場合)



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

第1.4-11 図 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/海水) タイムチャート(発電用原子炉停止中) (2/2)

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注水経路の相違
- 体制の相違
【東海第二】
島根2号炉は, プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(B) 注入配管使用) [交流電源が確保されている場合]	中央制御室運転員 A, B 2	系統構成完了 30分											
		通信連絡設備準備, 電源確認											
	現場運転員 C, D 2	バイパス流防止措置 系統構成											
		移動, 連絡手動弁操作設備/リンク機構の取外し, 系統構成(管理区域)											
		系統構成											

第 1.4.15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

(高圧炉心注水系(B) 注入配管使用) (系統構成) タイムチャート

(交流電源が確保されている場合)

・設備の相違
【柏崎 6/7】
 配管構成の相違による注水経路の相違

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 (高圧炉心注水系(C)注入配管使用) [交流電源が確保されている場合]	中央制御室運転員 A, B												
	現場運転員 C, D												
		通信連絡設備準備, 電源確認											
		ハイパス流防止措置, 系統構成											
		移動, 速両手動弁操作設備リンク機構の取外し, 系統構成(管理区域)											
		系統構成(注入弁, 洗浄水弁開操作含む)											
		系統構成完了 55分											

第 1.4.16 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

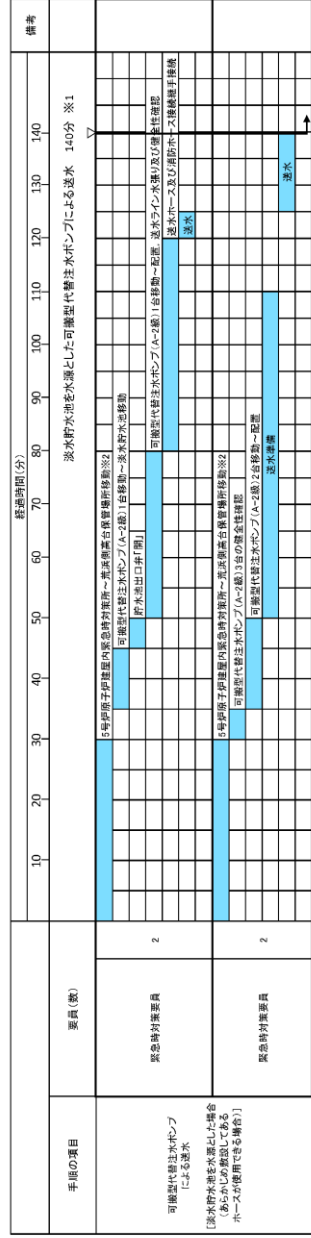
(高圧炉心注水系(C)注入配管使用)(系統構成) タイムチャート

(交流電源が確保されている場合)

・設備の相違
【柏崎 6/7】
配管構成の相違による注水経路の相違



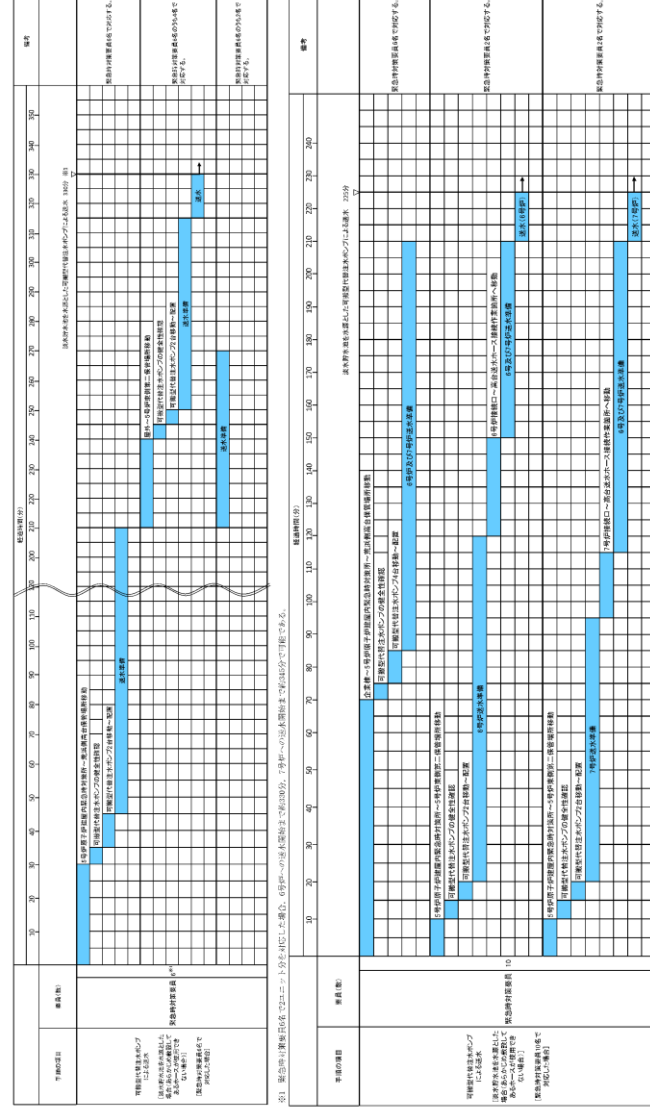
※1 5号炉東側第二配管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、緊急時対応要員2名で105分以内で可能である。
 ※2 5号炉東側第二配管場所への移動は、10分と想定する。



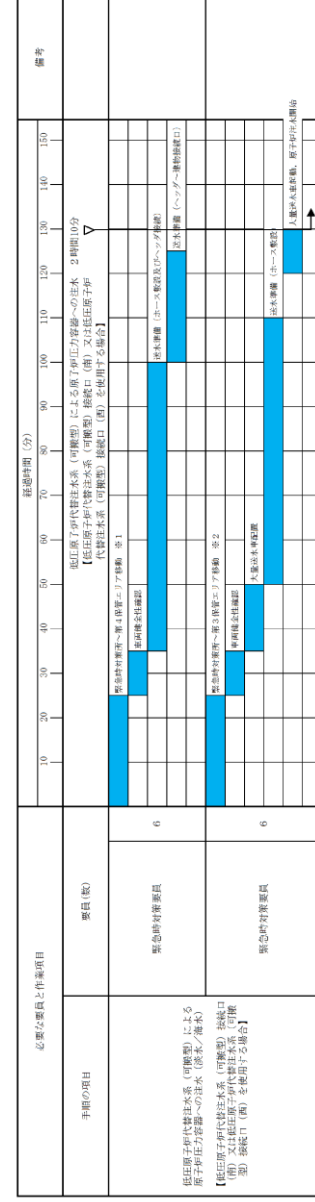
※1 5号炉東側第二配管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、約120分で可能である。
 ※2 5号炉東側第二配管場所への移動は、10分と想定する。

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

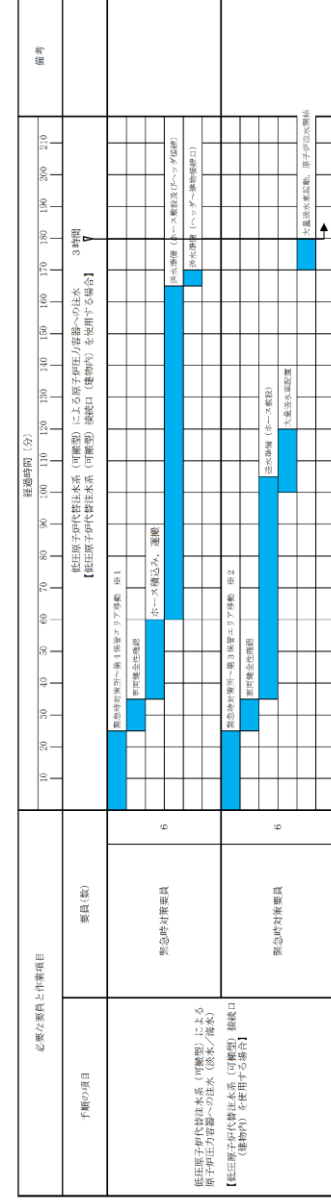
・設備の相違
 【柏崎6/7】
 島根2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施



第 1.4.17 図 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／海水）
（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2 / 2）



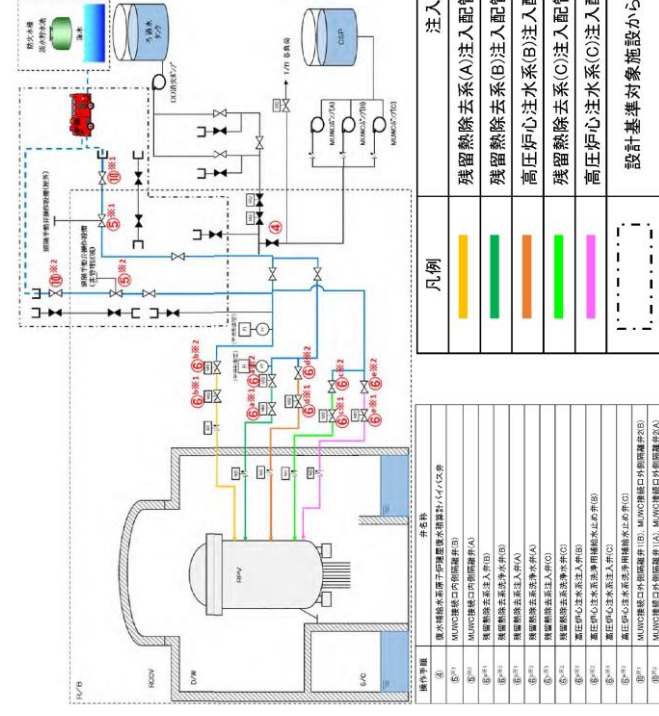
※ 1：緊急時対応エリアの可搬型設備を使用した場合、進捗が対応できる。
※ 2：緊急時対応エリアの可搬型設備を使用しない場合は、20分以内で可能である。



※ 1：緊急時対応エリアの可搬型設備を使用した場合、進捗が対応できる。
※ 2：緊急時対応エリアの可搬型設備を使用しない場合は、20分以内で可能である。

第 1.4-17 図 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（淡水／海水） タイムチャート

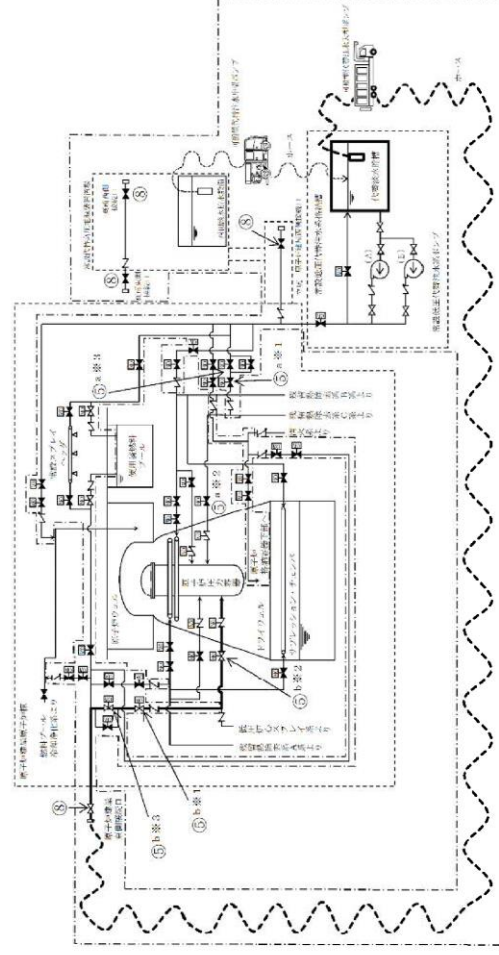
- ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違
- ・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7】
①の相違



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

操作手順	弁名称
⑤a	高圧炉心注水系予備用高圧注水ポンプ(C)系弁
⑤b	MANOC接続口内側調整弁(A)
⑤c	MANOC接続口内側調整弁(B)
⑤d	残留熱除去系注入弁(D)
⑤e	残留熱除去系注入弁(E)
⑤f	残留熱除去系注入弁(F)
⑤g	残留熱除去系注入弁(G)
⑤h	残留熱除去系注入弁(H)
⑤i	高圧炉心注水系注入弁(I)
⑤j	高圧炉心注水系注入弁(J)
⑤k	高圧炉心注水系注入弁(K)
⑤l	高圧炉心注水系注入弁(L)
⑤m	MANOC接続口内側調整弁(M)
⑤n	MANOC接続口内側調整弁(N)

第1.4-18図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）概要図
（交流電源が喪失している場合）

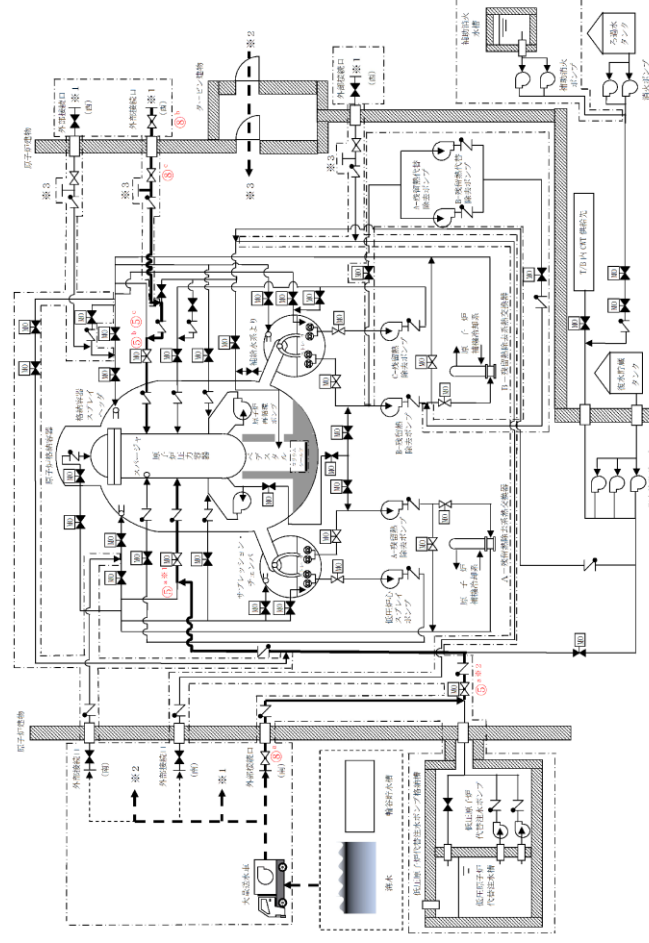


凡例	弁名称
	ポンプ
	電動駆動
	弁素駆動
	井
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	弁名称	操作手順
⑤a	原子炉注水弁	原子炉圧力容器注水流量調整弁	⑤a, ⑤b, ⑤c
⑤b	残留熱除去系C系注入弁	原子炉建屋内側接続口の弁、高所内側接続口の弁、高所東側接続口の弁、原子炉建屋東側接続口の弁	⑧
⑤c	低圧炉心スプレイレイン系注入弁		

記載例 ○：操作手順番号を示す。
○*：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○*1：同一操作手順番号内に複数の操作を実施する対象弁がある場合、その真価順を示す。

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



凡例	弁名称
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路 設計基準対象施設から追加した箇所

記載例 ○*1：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○*2：同一操作手順番号内に複数の操作を実施する対象弁がある場合、その真価順を示す。

第1.4-18図 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（淡水/海水）概要図(1/2)
（全交流動力電源が喪失している場合）

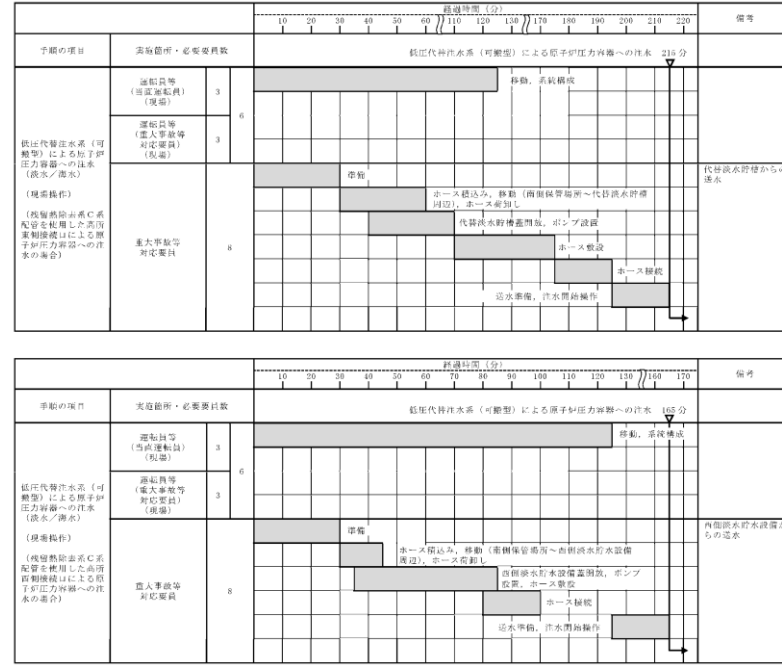
備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
		<table border="1" data-bbox="1994 642 2267 1774"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^a*1</td> <td>A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^a*2</td> <td>FLSR注水隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^b⑤^c</td> <td>B-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>A-低圧原子炉代替注水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^b</td> <td>B-低圧原子炉代替注水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^c</td> <td>FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2267 363 2338 1774">記載例 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。</p> <p data-bbox="2371 394 2457 1738"><u>第1.4-18図 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 (淡水/海水) 概要図(2/2)</u> (全交流動力電源が喪失している場合)</p>	操作手順	弁名称	⑤ ^a *1	A-RHR注水弁	⑤ ^a *2	FLSR注水隔離弁	⑤ ^b ⑤ ^c	B-RHR注水弁	⑧ ^a	A-低圧原子炉代替注水元弁	⑧ ^b	B-低圧原子炉代替注水元弁	⑧ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁	<p data-bbox="2534 212 2792 422">・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 概要図(2/2)に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称																
⑤ ^a *1	A-RHR注水弁																
⑤ ^a *2	FLSR注水隔離弁																
⑤ ^b ⑤ ^c	B-RHR注水弁																
⑧ ^a	A-低圧原子炉代替注水元弁																
⑧ ^b	B-低圧原子炉代替注水元弁																
⑧ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁																



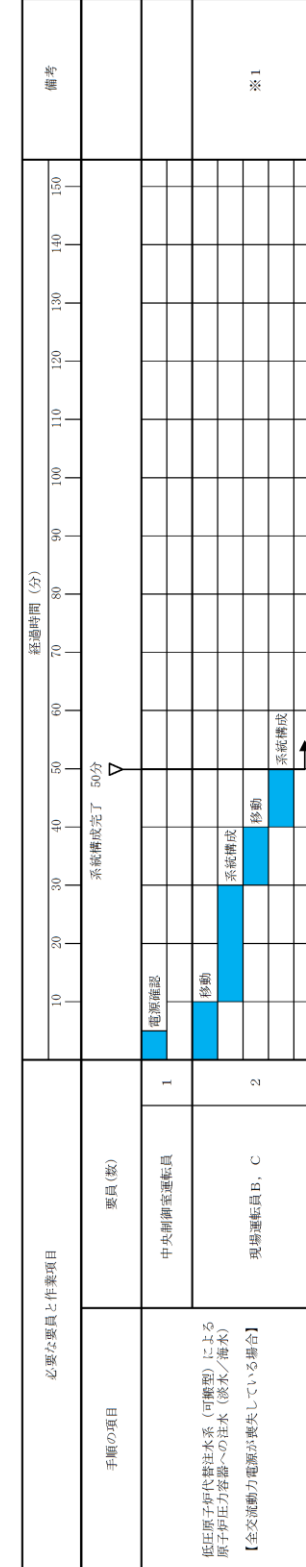
※1 各注水配管の系統構成(注入弁、洗浄水弁開操作含む)に要する時間は以下のとおり。
 ・残留熱除去系(A)注入配管を使用する場合は、約90分で可能である。
 ・残留熱除去系(B)(C)注入配管を使用する場合は、約40分で可能である。
 ・高圧炉心注水系(B)(C)注入配管を使用する場合は、約30分で可能である。

第 1. 4. 19 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
 (系統構成) タイムチャート
 (全交流電源が喪失している場合)



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

第1. 4-13図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート(発電用原子炉運転中) (1/2)

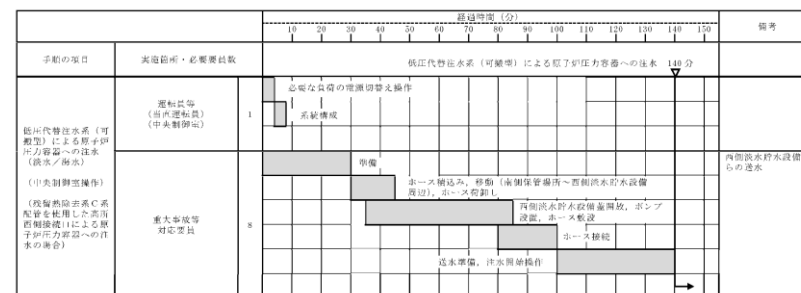
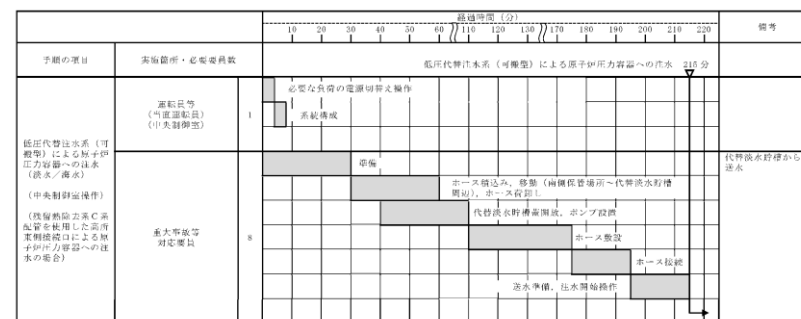


※1: 低圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、低圧原子炉代替注水系B系については、40分以内で可能である。

第 1. 4-19 図 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(淡水/海水)
 (系統構成) タイムチャート
 (全交流動力電源が喪失している場合)

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑩の相違

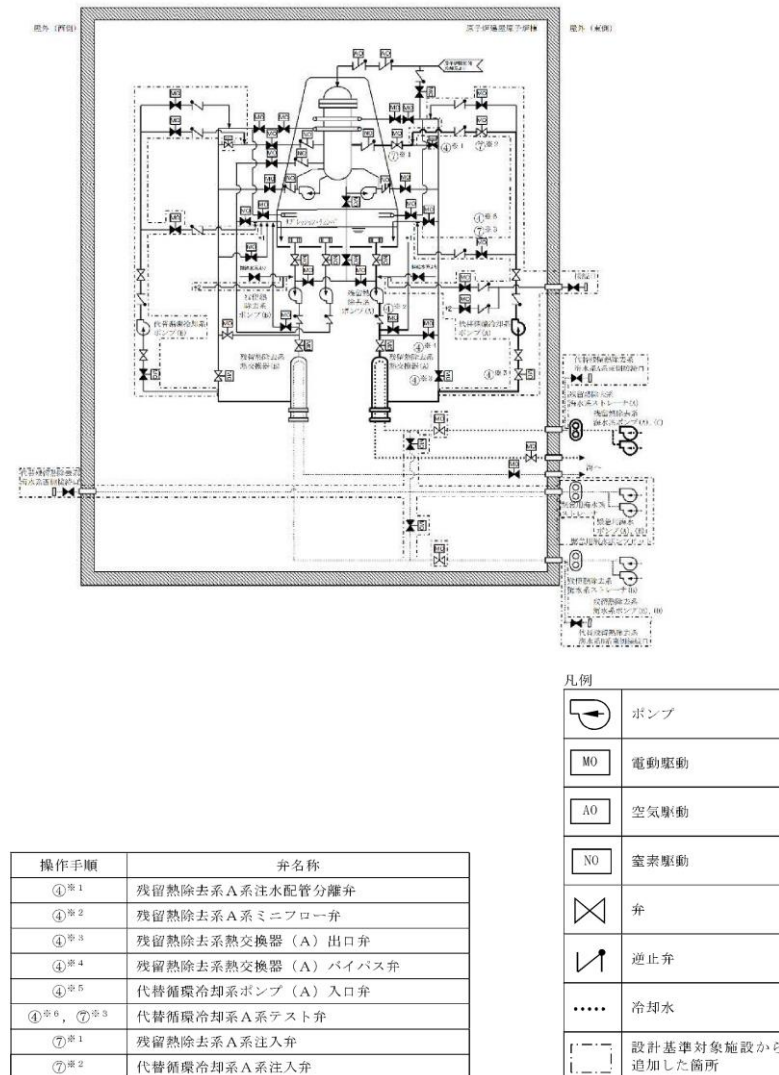
・体制の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、プラント停止中の運転員の体制においても当該作業を実施する人数に変更はない



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

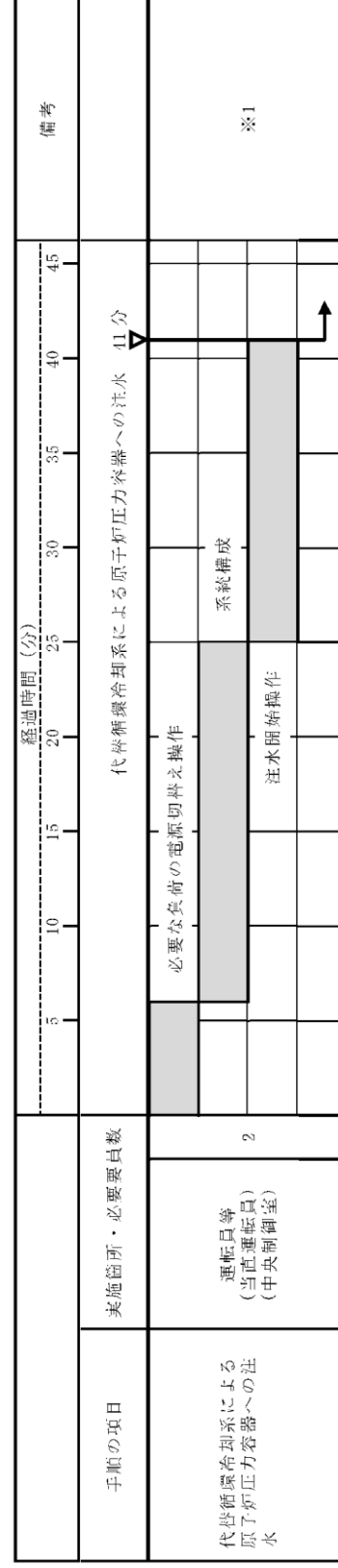
第1.4-14図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）タイムチャート（発電用原子炉停止中）（1/2）

・設備の相違
【東海第二】
④の相違



第1.4-15図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

概要図

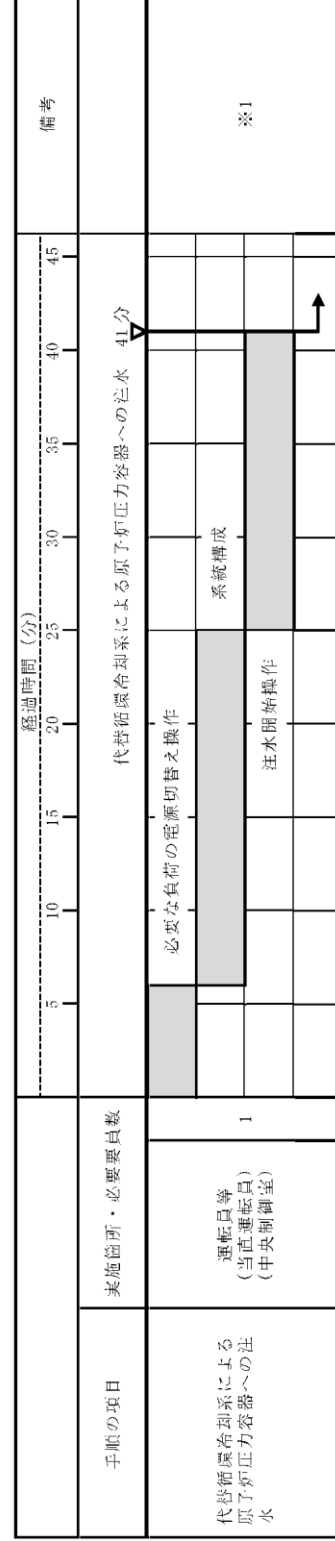


※1：代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで41分以内で可能である。

第1.4-16図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート (発電用原子炉運転中) (1/2)

・設備の相違
【東海第二】
④の相違

・設備の相違
【東海第二】
④の相違



※1：代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで41分以内で可能である。

第1.4-16図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート (発電用原子炉停止中) (2/2)