

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 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等〕

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。																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="546 338 685 380">相違No.</th> <th data-bbox="685 338 2142 380">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="546 380 685 457">①</td> <td data-bbox="685 380 2142 457">島根2号炉は、薬液を常設タンクから圧送によりサブプレッション・チェンバに注入し、その後、サブプレッション・チェンバのプール水を水源としたポンプにより、格納容器内へスプレイすることとしているため、格納容器内のpH制御をサブプレッション・チェンバとドライウエルとで分けて記載</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 457 685 499">②</td> <td data-bbox="685 457 2142 499">島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室待避室に待避する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 499 685 541">③</td> <td data-bbox="685 499 2142 541">島根2号炉は、配管勾配により発生したドレンはスクラバ容器ほかに回収されるためドレンタンク不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 541 685 583">④</td> <td data-bbox="685 541 2142 583">配管構成の相違による流路の相違</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 583 685 625">⑤</td> <td data-bbox="685 583 2142 625">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 625 685 667">⑥</td> <td data-bbox="685 625 2142 667">島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽対策が不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 667 685 709">⑦</td> <td data-bbox="685 667 2142 709">島根2号炉の操作対象弁は電動駆動のため、ポンベを使用した駆動源確保不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 709 685 751">⑧</td> <td data-bbox="685 709 2142 751">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 751 685 793">⑨</td> <td data-bbox="685 751 2142 793">島根2号炉は、原子炉格納容器の負圧破損防止として原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段を自主対策として整備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 793 685 835">⑩</td> <td data-bbox="685 793 2142 835">島根2号炉は、中央制御室から遠隔操作できる構成</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 835 685 877">⑪</td> <td data-bbox="685 835 2142 877">島根2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水ポンプ・ストレーナを整備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 877 685 919">⑫</td> <td data-bbox="685 877 2142 919">島根2号炉は、代替淡水源を措置として位置付ける</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 919 685 961">⑬</td> <td data-bbox="685 919 2142 961">島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 961 685 1003">⑭</td> <td data-bbox="685 961 2142 1003">ベント停止条件の相違</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1003 685 1045">⑮</td> <td data-bbox="685 1003 2142 1045">島根2号炉は、10倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では10倍を含めて損傷と判断するため、「以上」としている</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1045 685 1087">⑯</td> <td data-bbox="685 1045 2142 1087">島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1087 685 1129">⑰</td> <td data-bbox="685 1087 2142 1129">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1129 685 1171">⑱</td> <td data-bbox="685 1129 2142 1171">島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場におけるベント実施時の被ばく評価結果を考慮しNGC非常用ガス処理入口隔離弁（第二弁（ベント装置側））から開操作する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1171 685 1213">⑲</td> <td data-bbox="685 1171 2142 1213">島根2号炉の隔離弁は電動駆動弁のみ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1213 685 1255">⑳</td> <td data-bbox="685 1213 2142 1255">設備構成、対応する要員及び所要時間の相違</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1255 685 1297">㉑</td> <td data-bbox="685 1255 2142 1297">島根2号炉は、格納容器ベント時の系統内での水素爆発防止は、系統待機中の窒素ガス置換にて実施している。格納容器ベント実施後の系統内の水素爆発等の防止として、窒素ガスパーージの手順を整備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1297 685 1339">㉒</td> <td data-bbox="685 1297 2142 1339">島根2号炉は、ベント実施前に可搬型設備の準備を行うため、ベント移行条件到達後、準備着手</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1339 685 1381">㉓</td> <td data-bbox="685 1339 2142 1381">島根2号炉の出口水素濃度は可搬型設備で計測するため現場での起動が必要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1381 685 1423">㉔</td> <td data-bbox="685 1381 2142 1423">島根2号炉は、窒素ガスパーージを停止した場合に水素濃度上昇又はスクラバ容器上流側配管内圧力が低下することを想定し、窒素ガスパーージを継続</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1423 685 1465">㉕</td> <td data-bbox="685 1423 2142 1465">島根2号炉は、格納容器ベント実施後の水素爆発等の防止のため、水素濃度の監視を実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1465 685 1507">㉖</td> <td data-bbox="685 1465 2142 1507">島根2号炉は、残留蒸気の凝縮によりスクラバ容器内が負圧になっていないことをスクラバ容器内圧力の監視により確認</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1507 685 1549">㉗</td> <td data-bbox="685 1507 2142 1549">島根2号炉は、格納容器スプレイにより原子炉格納容器下部へ注水</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1549 685 1591">㉘</td> <td data-bbox="685 1549 2142 1591">島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプ起動後、速やかに流量調節弁を調整開し、残留代替熱除去系の運転を開始</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1591 685 1633">㉙</td> <td data-bbox="685 1591 2142 1633">島根2号炉は、窒素ガスポンベ圧力により薬液を注入するため、ポンプ等は不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1633 685 1675">㉚</td> <td data-bbox="685 1633 2142 1675">島根2号炉は、緊急時対策要員による操作のため、運転員による操作は不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1675 685 1717">㉛</td> <td data-bbox="685 1675 2142 1717">島根2号炉は、管理区域内での系統構成不要</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根2号炉は、薬液を常設タンクから圧送によりサブプレッション・チェンバに注入し、その後、サブプレッション・チェンバのプール水を水源としたポンプにより、格納容器内へスプレイすることとしているため、格納容器内のpH制御をサブプレッション・チェンバとドライウエルとで分けて記載	②	島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室待避室に待避する	③	島根2号炉は、配管勾配により発生したドレンはスクラバ容器ほかに回収されるためドレンタンク不要	④	配管構成の相違による流路の相違	⑤	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	⑥	島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽対策が不要	⑦	島根2号炉の操作対象弁は電動駆動のため、ポンベを使用した駆動源確保不要	⑧	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	⑨	島根2号炉は、原子炉格納容器の負圧破損防止として原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段を自主対策として整備	⑩	島根2号炉は、中央制御室から遠隔操作できる構成	⑪	島根2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水ポンプ・ストレーナを整備	⑫	島根2号炉は、代替淡水源を措置として位置付ける	⑬	島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応	⑭	ベント停止条件の相違	⑮	島根2号炉は、10倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では10倍を含めて損傷と判断するため、「以上」としている	⑯	島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施	⑰	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	⑱	島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場におけるベント実施時の被ばく評価結果を考慮しNGC非常用ガス処理入口隔離弁（第二弁（ベント装置側））から開操作する	⑲	島根2号炉の隔離弁は電動駆動弁のみ	⑳	設備構成、対応する要員及び所要時間の相違	㉑	島根2号炉は、格納容器ベント時の系統内での水素爆発防止は、系統待機中の窒素ガス置換にて実施している。格納容器ベント実施後の系統内の水素爆発等の防止として、窒素ガスパーージの手順を整備	㉒	島根2号炉は、ベント実施前に可搬型設備の準備を行うため、ベント移行条件到達後、準備着手	㉓	島根2号炉の出口水素濃度は可搬型設備で計測するため現場での起動が必要	㉔	島根2号炉は、窒素ガスパーージを停止した場合に水素濃度上昇又はスクラバ容器上流側配管内圧力が低下することを想定し、窒素ガスパーージを継続	㉕	島根2号炉は、格納容器ベント実施後の水素爆発等の防止のため、水素濃度の監視を実施	㉖	島根2号炉は、残留蒸気の凝縮によりスクラバ容器内が負圧になっていないことをスクラバ容器内圧力の監視により確認	㉗	島根2号炉は、格納容器スプレイにより原子炉格納容器下部へ注水	㉘	島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプ起動後、速やかに流量調節弁を調整開し、残留代替熱除去系の運転を開始	㉙	島根2号炉は、窒素ガスポンベ圧力により薬液を注入するため、ポンプ等は不要	㉚	島根2号炉は、緊急時対策要員による操作のため、運転員による操作は不要	㉛	島根2号炉は、管理区域内での系統構成不要
相違No.	相違理由																																																																		
①	島根2号炉は、薬液を常設タンクから圧送によりサブプレッション・チェンバに注入し、その後、サブプレッション・チェンバのプール水を水源としたポンプにより、格納容器内へスプレイすることとしているため、格納容器内のpH制御をサブプレッション・チェンバとドライウエルとで分けて記載																																																																		
②	島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室待避室に待避する																																																																		
③	島根2号炉は、配管勾配により発生したドレンはスクラバ容器ほかに回収されるためドレンタンク不要																																																																		
④	配管構成の相違による流路の相違																																																																		
⑤	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																																																																		
⑥	島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽対策が不要																																																																		
⑦	島根2号炉の操作対象弁は電動駆動のため、ポンベを使用した駆動源確保不要																																																																		
⑧	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																																																																		
⑨	島根2号炉は、原子炉格納容器の負圧破損防止として原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段を自主対策として整備																																																																		
⑩	島根2号炉は、中央制御室から遠隔操作できる構成																																																																		
⑪	島根2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水ポンプ・ストレーナを整備																																																																		
⑫	島根2号炉は、代替淡水源を措置として位置付ける																																																																		
⑬	島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応																																																																		
⑭	ベント停止条件の相違																																																																		
⑮	島根2号炉は、10倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では10倍を含めて損傷と判断するため、「以上」としている																																																																		
⑯	島根2号炉は、島根1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施																																																																		
⑰	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																																																																		
⑱	島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場におけるベント実施時の被ばく評価結果を考慮しNGC非常用ガス処理入口隔離弁（第二弁（ベント装置側））から開操作する																																																																		
⑲	島根2号炉の隔離弁は電動駆動弁のみ																																																																		
⑳	設備構成、対応する要員及び所要時間の相違																																																																		
㉑	島根2号炉は、格納容器ベント時の系統内での水素爆発防止は、系統待機中の窒素ガス置換にて実施している。格納容器ベント実施後の系統内の水素爆発等の防止として、窒素ガスパーージの手順を整備																																																																		
㉒	島根2号炉は、ベント実施前に可搬型設備の準備を行うため、ベント移行条件到達後、準備着手																																																																		
㉓	島根2号炉の出口水素濃度は可搬型設備で計測するため現場での起動が必要																																																																		
㉔	島根2号炉は、窒素ガスパーージを停止した場合に水素濃度上昇又はスクラバ容器上流側配管内圧力が低下することを想定し、窒素ガスパーージを継続																																																																		
㉕	島根2号炉は、格納容器ベント実施後の水素爆発等の防止のため、水素濃度の監視を実施																																																																		
㉖	島根2号炉は、残留蒸気の凝縮によりスクラバ容器内が負圧になっていないことをスクラバ容器内圧力の監視により確認																																																																		
㉗	島根2号炉は、格納容器スプレイにより原子炉格納容器下部へ注水																																																																		
㉘	島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプ起動後、速やかに流量調節弁を調整開し、残留代替熱除去系の運転を開始																																																																		
㉙	島根2号炉は、窒素ガスポンベ圧力により薬液を注入するため、ポンプ等は不要																																																																		
㉚	島根2号炉は、緊急時対策要員による操作のため、運転員による操作は不要																																																																		
㉛	島根2号炉は、管理区域内での系統構成不要																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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>1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 (目次)</p> <p>1.7.1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. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(c) <u>格納容器内pH制御</u></p> <p>(d) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p>b. 手順等</p> <p>1.7.2重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1)交流電源が健全である場合の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>b. <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>c. <u>格納容器内pH制御</u></p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.7.1 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. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p>(b) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(a) <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(c) <u>サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入</u></p> <p>(d) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p>b. 手順等</p> <p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順</p> <p>b. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>a. <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>c. <u>サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入</u></p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.7.1 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. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(b) <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(c) <u>サプレッション・プール水 pH制御</u></p> <p>(d) <u>ドライウエル pH制御</u></p> <p>(e) <u>重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p>b. 手順等</p> <p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) <u>交流動力電源</u>が健全である場合の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>b. <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>c. <u>サプレッション・プール水 pH制御</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、薬液を常設タンクから圧送によりサプレッション・チェンバに注入し、その後、サプレッション・チェンバのプール水を水源としたポンプにより、格納容器内へスプレイすることとしているため、格納容器内のpH制御をサプレッション・チェンバとドライウエルとで分けて記載（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</u></p> <p>1. 7. 2. 2その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1. 7. 2. 3重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1. 7. 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. 7. 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. 7. 3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p>	<p><u>入</u></p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</u></p> <p>1. 7. 2. 2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1. 7. 2. 3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1. 7. 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. 7. 2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料1. 7. 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. 7. 4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(6) <u>格納容器圧力逃がし装置による原</u></p>	<p>d. <u>ドライウェルpH制御</u></p> <p>e. <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</u></p> <p>b. <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>1. 7. 2. 2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1. 7. 2. 3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1. 7. 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. 7. 2 <u>自主対策設備仕様</u></p> <p>添付資料1. 7. 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. 7. 4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(2) <u>格納容器フィルタベント系による</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は, 当該手順を「1. 7. 2. 1(1)b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」に記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 全交流動力電源喪失時の格納容器への窒素ガス供給について記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は, 当該手順を「1. 7. 2. 1(2)a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)」に記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 自主対策設備の設備概要を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u></p> <p>3. <u>フィルタ装置水位調整(水張り)</u></p> <p>4. <u>フィルタ装置水位調整(水抜き)</u></p> <p>5. <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u></p> <p>6. <u>フィルタ装置スクラバ水pH調整</u></p>	<p>子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)</p> <p>(1) <u>第二弁操作室の正圧化</u></p> <p>(2) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u></p> <p>(4) <u>フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換</u></p>	<p>原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)</p> <p>(3) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)</u></p> <p>(4) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)</u></p> <p>(5) <u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ</u></p> <p>(6) <u>フィルタベント計装 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)</u></p> <p>(7) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室待避室に待避する (以下、②の相違)</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため、起動時に水張り不要</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間はスクラバ容器水位調整 (水抜き) 不要なため、自主対策として整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の第1ベントフィルタ出口水素濃度は可搬型設備にて測定するため、現場操作を伴うため、操作の成立性を記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、待機</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>7. ドレン移送ライン窒素ガスパージ</u></p> <p><u>8. ドレンタンク水抜き</u></p> <p><u>9. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p>	<p><u>(5) フィルタ装置スクラビング水移送</u></p>	<p><u>2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p><u>(1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p><u>(2) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成</u></p> <p><u>(3) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保</u></p>	<p>時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合わせて、薬液を補給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、最終的なスクラビング水の移送は、事故収束後に行う手順のため記載不要と整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため、窒素ガスによる不活性化は不要</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、配管勾配により発生したドレンはスクラバ容器ほかに回収されるためドレンタンク不要（以下、③の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載。また、原子炉補機冷却系の系統構成及び原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保について作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>10. 格納容器内pH制御</u></p>	<p>(3) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p>添付資料1.7.5 <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>添付資料1.7.6 <u>格納容器ベント操作について</u></p> <p>添付資料1.7.7 <u>フィルタベント実施に伴う各操作時の作業員被ばく評価</u></p> <p>添付資料1.7.8 <u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p>	<p><u>3. サプレッション・プール水pH制御</u></p> <p><u>4. ドライウエルpH制御</u></p> <p><u>5. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>添付資料1.7.5 <u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>添付資料1.7.6 <u>格納容器ベント操作について</u></p> <p>添付資料1.7.7 <u>ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について</u></p> <p>添付資料1.7.8 <u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【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>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の成立性を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納容器ベント操作について記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、スク</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1.7.4 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><u>添付資料1.7.9 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>添付資料1.7.10 解釈一覧</p> <p><u>添付資料1.7.11 手順のリンク先について</u></p> <p>添付資料1.7.12 <u>フォールトツリー解析の実施の考え方について</u></p>	<p><u>添付資料 1.7.9 炉心損傷, 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>添付資料1.7.10 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 1.7.11 手順のリンク先について</u></p> <p><u>添付資料1.7.12 フォールトツリー解析の実施の考え方について</u></p>	<p>ラビング水の保有水量の設定根拠について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 炉心損傷, 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記載 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 酸素濃度基準ではなく, 残留熱除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に, 窒素ガス供給を行う ・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 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, フォールトツリーの考え方について記載

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>1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 (4) 放射線防護</p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 (4) 放射線防護</p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 (4) 放射線防護</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) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	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>1.7.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすことと<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五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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 1.7.1 表に整理する。</p> <p>a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p>	<p>1.7.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>全ての</u>要求事項を満たすことと<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五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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 1.7-1 表に整理する。</p> <p>a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p>	<p>1.7.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>なお、設備の選定にあたっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>すべての</u>要求事項を満たすことと<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五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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 1.7-1 表に整理する。</p> <p>a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置</u> ・<u>よう素フィルタ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔手動弁操作設備</u> ・<u>ラプチャーディスク</u> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・ホース・接続口 ・原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, <u>真空破壊弁</u>を含む) <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>不活性ガス系配管・弁</u> ・<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u> 	<p>(b) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔人力操作機構</u> ・<u>圧力開放板</u> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・<u>窒素供給配管・弁</u> ・原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む) ・<u>真空破壊弁</u> ・<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u> ・<u>第一弁(S/C側)</u> ・<u>第一弁(D/W側)</u> ・<u>第二弁</u> ・<u>第二弁バイパス弁</u> ・<u>不活性ガス系配管・弁</u> ・<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u> 	<p>(a) <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>格納容器フィルタベント系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u> ・<u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔手動弁操作機構</u> ・<u>圧力開放板</u> ・<u>可搬式窒素供給装置</u> ・ホース・接続口 ・原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, <u>真空破壊装置</u>を含む) <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器フィルタベント系 配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>窒素ガス制御系 配管・弁</u> ・<u>非常用ガス処理系 配管・弁</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、スクラバ容器の下流側に銀ゼオライト容器(よう素フィルタ)を設置する。東海第二は、フィルタ装置内に銀ゼオライトを収納したフィルタ装置を設置</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>配管構成の相違による流路の相違(以下,</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"> ・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>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型直流電源設備</u> ・ドレン移送ポンプ ・<u>スクラバ水 pH 制御設備</u> ・<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・<u>防火水槽</u> ・<u>ドレンタンク</u> ・<u>フィルタベント遮蔽壁</u> ・<u>配管遮蔽</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作用ポンベ</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> ・<u>移送ポンプ</u> ・<u>移送配管・弁</u> ・<u>補給水配管・弁</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>代替淡水貯槽</u> ・<u>淡水タンク※2</u> ・<u>フィルタ装置遮蔽</u> ・<u>配管遮蔽</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>ドレン移送ポンプ</u> ・<u>薬品注入タンク</u> ・<u>大量送水車</u> ・<u>輪谷貯水槽(西1)</u> ・<u>輪谷貯水槽(西2)</u> 	<p>④の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 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, ⑤の相違) ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、被ばく評価上、遮蔽対策が不要 (以下, ⑥の相違) ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の操作対象弁は電動駆動のため、ポンベを使用した駆動源確保不要 (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>・ <u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。</p> <p>優先①: <u>格納容器圧力逃がし装置によるウェットウェルベント</u> (以下「W/Wベント」という。)</p> <p>優先②: <u>格納容器圧力逃がし装置によるドライウェルベント</u> (以下「D/Wベント」という。)</p> <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>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)によるフィルタ装置への水の補給は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を利用する。</u></p> <p>ii. 現場操作</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁(空気駆動弁, 電動駆動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器の圧</u></p>	<p>・ <u>第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)</u></p> <p>・ <u>第二弁操作室差圧計</u></p> <p>・ <u>第二弁操作室遮蔽</u></p> <p>※2 <u>淡水タンク：多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。</u></p> <p>格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。</p> <p>優先①: <u>格納容器圧力逃がし装置によるS/C側ベント</u></p> <p>優先②: <u>格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント</u></p> <p>なお、<u>可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、原則として西側淡水貯水設備又は淡水タンクの淡水を利用する。</u></p> <p>また、<u>可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、原則として代替淡水貯槽又は淡水タンクの淡水を利用する。</u></p> <p>ii) 現場操作</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁(電動駆動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器内の圧力及び</u></p>	<p>格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。</p> <p>優先①: <u>格納容器フィルタベント系によるウェットウェルベント</u> (以下「W/Wベント」という。)</p> <p>優先②: <u>格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント</u> (以下「D/Wベント」という。)</p> <p>なお、<u>大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器への水の補給は、代替淡水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))の淡水を利用する。</u></p> <p>ii 現場操作</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の隔離弁(電動駆動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器の圧力及</u></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、⑧の相違)</p> <p>・ 運用の相違</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>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】</p> <p>島根2号炉の隔離弁</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔手動弁操作設備</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作ボンベ</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u> <p>iii. 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換する手段がある。 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・ホース・接続口 	<p>温度を低下させる手段がある。 放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは<u>二次格納施設外である原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟</u>とする。さらに、<u>格納容器圧力逃がし装置の第二弁及び第二弁バイパス弁の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンベユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔人力操作機構</u> ・<u>第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ボンベ)</u> ・<u>第二弁操作室差圧計</u> ・<u>第二弁操作室遮蔽</u> ・<u>第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁)</u> <p>iii) 不活性ガス(窒素)による系統内の置換 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の系統内を不活性ガス(窒素)で置換する手段がある。 不活性ガス(窒素)による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・<u>不活性ガス系配管・弁</u> ・<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u> ・<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u> ・<u>フィルタ装置</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは<u>原子炉建物付属棟</u>とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の現場操作で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔手動弁操作機構</u> <p>iii 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、<u>格納容器フィルタベント系の系統内</u>を不活性ガス(窒素ガス)で置換する手段がある。 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬式窒素供給装置</u> ・<u>ホース・接続口</u> 	<p>は電動駆動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 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>iv. 原子炉格納容器負圧破損の防止</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用後に格納容器スプレィを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレィを停止する手順を定めている。格納容器スプレィについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。</p> <p>また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。</p> <p><u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型大容量窒素供給装置</u> ・ ホース ・ <u>可燃性ガス濃度制御系配管・弁</u> 	<p>iv) 原子炉格納容器負圧破損の防止</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用後に格納容器スプレィを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、<u>原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する手段がある。</u>また、<u>原子炉格納容器内の圧力を監視し、サプレッション・チェンバ</u>圧力指示値が 13.7kPa [gage] に到達した時点で格納容器スプレィを停止する手順を定めている。なお、格納容器スプレィについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置</u>による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型窒素供給装置</u> ・ <u>不活性ガス系配管・弁</u> ・ <u>耐圧強化ベント系配管・弁</u> ・ <u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>常設代替交流電源設備</u> ・ <u>可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>iv 原子炉格納容器負圧破損の防止</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の使用後に格納容器スプレィを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、<u>規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレィを停止する手順を定めている。</u>格納容器スプレィについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。</p> <p><u>また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬式窒素供給装置</u> ・ <u>ホース・接続口</u> ・ <u>窒素ガス代替注入系 配管・弁</u> 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガス濃度低減に関する原子炉格納容器への窒素ガス供給は技術的能力1.9にて記載 ・ 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器の負圧破損防止として原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段を自主対策として整備（以下、⑨の相違） ・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機より供給するため、電源供給は不要

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	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) <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>代替循環冷却系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。<u>放射線防護対策として、現場での系統構成は代替循環冷却系の運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作については中央制御室から操作を行う。</u></p> <p>なお、<u>代替循環冷却系</u>運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、<u>可搬型代替注水ポンプ</u>を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでブラッシングが可能である。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱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>代替原子炉補機冷却系</u> <p>・ サプレッション・チェンバ</p> <p>・ <u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</u></p> <p>・ <u>復水補給水系配管・弁</u></p> <p>・ <u>給水系配管・弁・スパージャ</u></p>	<p>・ <u>燃料給油設備</u></p> <p>(a) <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>代替循環冷却系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p>なお、<u>代替循環冷却系</u>運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでブラッシングが可能である。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱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>緊急用海水ポンプ</u> ・ <u>緊急用海水系ストレーナ</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> <p>・ サプレッション・チェンバ</p> <p>・ <u>代替循環冷却系配管・弁</u></p> <p>・ <u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ</u></p> <p>・ <u>残留熱除去系熱交換器</u></p>	<p>(b) <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>残留熱代替除去系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p>なお、<u>残留熱代替除去系</u>運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、<u>大量送水車</u>を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでブラッシングが可能である。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱代替除去ポンプ</u> ・ <u>原子炉補機代替冷却系</u> <p>・ サプレッション・チェンバ</p> <p>・ <u>残留熱代替除去系 配管・弁</u></p> <p>・ <u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u></p> <p>・ <u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・ <u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u></p>	<p>・ 記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、中央制御室から遠隔操作できる構成（以下、⑩の相違）</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水ポンプ・ストレーナを整備（以下、⑪の相違）</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>④の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・ ホース ・ 原子炉圧力容器 ・ 原子炉格納容器 ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>可搬型代替交流電源設備</u> ・ 代替所内電気設備 ・ <u>防火水槽</u> ・ <u>淡水貯水池</u> ・ <u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u> ・ <u>第二代替交流電源設備</u> ・ <u>燃料補給設備</u> <p>(c) <u>格納容器内 pH 制御</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際、<u>格納容器 pH 制御設備</u>による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中による素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。</p> <p>格納容器 pH 制御設備による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> ・ <u>格納容器下部注水系(常設)</u> ・ <u>格納容器 pH 制御設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ホース ・ 原子炉圧力容器 ・ 原子炉格納容器 ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>代替淡水貯槽</u> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・ <u>燃料給油設備</u> <p>(c) <u>サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際、<u>サプレッション・プール水 pH 制御装置</u>による薬液注入によりサプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中による素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。</p> <p>サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入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・スプレイヘッド</u> ・ <u>サプレッション・チェンバ</u> ・ <u>薬液タンク</u> ・ <u>蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンプ</u> ・ <u>サプレッション・プール水 pH 制御装置配管・弁</u> ・ <u>常設代替直流電源設備</u> ・ <u>可搬型代替直流電源設備</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料給油設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・ <u>ホース・接続口</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 原子炉格納容器 ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>代替所内電気設備</u> ・ <u>輪谷貯水槽(西1)</u> ・ <u>輪谷貯水槽(西2)</u> ・ <u>大量送水車</u> <p>(c) <u>サプレッション・プール水 pH 制御</u></p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する際、<u>サプレッション・プール水 pH 制御系</u>による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中による素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。</p> <p>サプレッション・プール水 pH 制御系による薬液注入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</u> ・ <u>サプレッション・チェンバスプレイヘッド</u> ・ <u>サプレッション・プール水 pH 制御系</u> 	<p>④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 ・ 記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・ 記載表現の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>フィルタ装置</u>、<u>よう素フィルタ</u>、<u>ラブチャーディスク</u>、<u>ドレン移送ポンプ</u>、<u>ドレンタンク</u>、<u>遠隔手動弁操作設備</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作ポンプ</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>スクラバ水 pH 制御設備</u>、<u>フィルタベント遮蔽壁</u>、<u>配管遮蔽</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ</u>、<u>真空破壊弁を含む)</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>代替所内電気設備</u>、<u>常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>フィルタ装置</u>、<u>圧力開放板</u>、<u>移送ポンプ</u>、<u>遠隔人力操作機構</u>、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボンベ)</u>、<u>第二弁操作室差圧計</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>フィルタ装置遮蔽</u>、<u>配管遮蔽</u>、<u>第二弁操作室遮蔽</u>、<u>第一弁(S/C側)</u>、<u>第一弁(D/W側)</u>、<u>第二弁</u>、<u>第二弁バイパス弁</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u>、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット(配管・弁)</u>、<u>窒素供給配管・弁</u>、<u>移送配管・弁</u>、<u>補給水配管・弁</u>、<u>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む)</u>、<u>真空破壊弁</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>代替淡水貯槽</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付け</p>	<p>(d) <u>ドライウエル pH 制御</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系を使用する際、pH 制御されたサブプレッション・プール水を残留熱除去系及び残留熱代替除去系により原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内雰囲気酸性化することを防止でき、よう素の放出量を低減する手段がある。</u></p> <p><u>ドライウエル pH 制御で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱代替除去ポンプ</u> ・<u>原子炉補機代替冷却系</u> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u> ・<u>残留熱代替除去系 配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u>、<u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u>、<u>遠隔手動弁操作機構</u>、<u>圧力開放板</u>、<u>可搬式窒素供給装置</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ</u>、<u>真空破壊装置を含む)</u>、<u>格納容器フィルタベント系配管・弁</u>、<u>窒素ガス制御系配管・弁</u>、<u>非常用ガス処理系配管・弁</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>④, ⑥の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後 7 日間はスクラビング水の補給及び排水設備を使用しないため、以下の設備は自主対策設備として整理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドレン移送ポンプ ・薬品注入タンク

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20版)	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>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。</p> <p>現場操作で使用する設備のうち、<u>遠隔手動弁操作設備</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作ポンプ</u>及び<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備のうち、<u>可搬型窒素供給装置</u>及び<u>ホース・接続口</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>る。</p> <p>現場操作で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構、<u>第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)</u>、<u>第二弁操作室差圧計</u>、<u>第二弁操作室遮蔽</u>及び<u>第二弁操作室空気ポンプユニット(配管・弁)</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>不活性ガス(窒素)による系統内の置換で使用する設備のうち、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃</u></p>	<p><u>輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)</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>現場操作で使用する設備のうち、<u>遠隔手動弁操作機構</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備のうち、<u>可搬式窒素供給装置</u>及び<u>ホース・接続口</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>・大量送水車 【柏崎6/7】 ③, ⑦の相違 【東海第二】 島根2号炉は、スクラバ容器の下流側に銀ゼオライト容器(よう素フィルタ)を設置する。東海第二は、フィルタ装置内に銀ゼオライトを収納したフィルタ装置を設置 【柏崎6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ②の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【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る(以下、⑫の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ②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>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ</u>、<u>代替原子炉補機冷却系</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>、<u>サブレーション・チェンバ</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>、<u>復水補給水系配管・弁</u>、<u>給水系配管・弁・スパージャ</u>、<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u>、<u>ホース</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>代替所内電気設備及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。 (添付資料 1.7.1)</p>	<p><u>がし装置配管・弁</u>、<u>フィルタ装置</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する設備のうち</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</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>サブレーション・チェンバ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド</u>、<u>代替循環冷却系配管・弁</u>、<u>ホース</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、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。 (添付資料 1.7.1)</p>	<p><u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>残留熱代替除去ポンプ</u>、<u>原子炉補機代替冷却系</u>、<u>サブレーション・チェンバ</u>、<u>残留熱代替除去系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>低圧原子炉代替注水系配管・弁</u>、<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>輪谷貯水槽(西1)</u>及び<u>輪谷貯水槽(西2)</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<u>すべて</u>網羅されている。 (添付資料 1.7.1)</p>	<p>④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機より供給するため、電源供給は不要 ・記載表現の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑪の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・記載表現の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑫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>以上の重大事故等対処設備により, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて</u>, その理由を示す。</p> <p>・ <u>格納容器内 pH 制御</u> で使用する設備</p> <p>重大事故等対処設備である <u>よう素フィルタ</u> により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており, <u>復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設), 格納容器下部注水系(常設)の運転に併せて原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p>	<p>以上の重大事故等対処設備により, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。<u>あわせて</u>, その理由を示す。</p> <p>・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ, ホース</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への復旧には不確実さがあり, 使用できない場合があるが, <u>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, 原子炉格納容器内の減圧及び除熱する手段として有効である。</u></p> <p>・ <u>淡水タンク (多目的タンク, ろ過水貯蔵タンク, 原水タンク及び純水貯蔵タンク)</u> 耐震性は確保されていないが, 重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。 なお, 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る場合は, <u>消火系の水源である多目的タンク, ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。</u></p> <p>・ <u>サプレッション・プール水 pH 制御装置</u></p> <p>重大事故等対処設備である <u>格納容器圧力逃がし装置</u> により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており, <u>サプレッション・プール水 pH 制御装置によりサプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p>	<p>以上の重大事故等対処設備により, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。<u>併せて</u>, その理由を示す。</p> <p>・ <u>サプレッション・プール水 pH 制御</u> で使用する設備 重大事故等対処設備である <u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u> により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており, <u>残留熱除去系の配管を通してサプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p> <p>・ <u>ドライウェル pH 制御</u> で使用する設備 <u>重大事故等対処設備である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u> により中央制御室の被ばく低減</p>	<p>・ 設備の相違 【東海第二】 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</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 整備する自主対策設備の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 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>可搬型格納容器窒素供給設備</u> 有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。 その後の安定状態において、<u>サプレッション・チェンバ・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。</u></p> <p>・ <u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p>		<p>効果が一定程度得られており、<u>残留熱代替除去系の配管を通してドライウエル内に薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p> <p>・ <u>可搬式窒素供給装置</u> 有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、<u>事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。</u> その後の安定状態において、<u>サプレッション・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。</u></p> <p>・ <u>スクラビング水の補給及び排水設備</u> 有効性評価におけるスクラビング水位挙動の評価により、<u>事故発生後 7 日間は、スクラビング水を補給しなくても下限水位に到達せず、また、排水しなくても上限水位に到達することはない。</u> その後の安定状態において、<u>スクラビング水位が上限水位又は下限水位に到達するおそれがある場合においても、排水設備又は補給設備を用いてスクラビング水を排水又は補給することで、スクラビング水位を維持できることから、放射性物質の低減対策として有効である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.2)</p>	<p>・ 運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉のスクラビング水の補給及び排水設備は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後 7 日間は使用しない設備としており、自主対策設備として整理</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違</p> <p>・ 記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、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>b. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。), AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める(第1.7.1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1.7.2表, 第1.7.3表)。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.2)</p>	<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、<u>運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員</u>の対応として「<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1.7-1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1.7-2表, 第1.7-3表)。</p> <p><u>※3 運転員等：運転員(当直運転員)及び重大事故等対応要員(運転操作対応)をいう。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.3)</p>	<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>の対応として事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。), <u>AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書</u>に定める(第1.7-1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1.7-2表, 第1.7-3表)。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.3)</p>	<p>対策設備の設備概要を記載</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、自主対策設備に関する添付資料と紐づけ</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応(以下、⑬の相違)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 交流電源が健全である場合の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、<u>サブプレッション・チェンバ・プール</u>水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、<u>サブプレッション・チェンバ・プール</u>水位が上昇するが、<u>外部水源注水制限値</u>に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を<u>620kPa[gage]以下</u>に抑制できる見込みがなくなることから、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近</u>の水素濃度、<u>非常用ガス処理系吸込配管付近</u>の水素濃度及び<u>原子炉建屋オペレーティングフロア</u>以外のエリアの水素濃度並びに<u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u>の出入口温度の監視を行い、<u>原子炉建屋内</u>において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、<u>原子炉建屋</u>への水素ガスの漏えいを防止する。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、<u>一次隔離弁</u>を全閉し、格納容器ベントを停止すること</p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順</p> <p>b. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、<u>サブプレッション・チェンバ</u>以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、<u>サブプレッション・プール</u>水位が上昇するが、<u>サブプレッション・プール</u>水位指示値が<u>通常水位+6.5m</u>に到達した場合は、<u>サブプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイ</u>を停止し、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建屋原子炉棟 6 階天井付近</u>の水素濃度、<u>原子炉建屋原子炉棟 2 階及び原子炉建屋原子炉棟地下 1 階のハッチ等の貫通部付近</u>の水素濃度並びに<u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u>にて<u>静的触媒式水素再結合器</u>の出入口温度の監視を行い、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、<u>原子炉建屋原子炉棟</u>への水素の漏えいを防止する。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、<u>中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し、プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。</u></p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び<u>可搬型窒素供給装置</u>による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場</p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び<u>残留熱代替除去系</u>の運転が期待できない場合は、<u>サブプレッション・チェンバ</u>以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、<u>サブプレッション・プール</u>水位が上昇するが、<u>サブプレッション・プール</u>水位指示値が<u>通常水位+約 1.3m</u>に到達した場合は、<u>このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を 853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施すること</u>で原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井付近</u>の水素濃度、<u>非常用ガス処理系吸込配管付近</u>の水素濃度及び<u>原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）</u>以外のエリアの水素濃度並びに<u>静的触媒式水素処理装置</u>の出入口温度の監視を行い、<u>原子炉建物原子炉棟内</u>において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、<u>原子炉建物原子炉棟</u>への水素ガスの漏えいを防止する。</p> <p>なお、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は<u>中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u></p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR) の最高使用圧力の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント停止条件の相違</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>を基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、<u>二次隔離弁</u>については、<u>一次隔離弁</u>を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は<u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: <u>炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために</u></p>	<p>合、並びに原子炉格納容器内の圧力 <u>310kPa [gage]</u> (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は<u>第一弁</u>を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、<u>フィルタ装置出口弁</u>については、<u>第一弁</u>を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタでドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2: <u>発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開</u></p>	<p>供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、<u>並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage]</u> (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は<u>NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁</u>を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、<u>NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁</u>を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>格納容器ベント移行条件※2に達した場合。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の<u>10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: <u>原子炉格納容器内の圧力が 640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。</u></p>	<p>違(以下、⑭の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント停止に必要な各パラメータの基準値を記載 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉(Mark-I改)と東海第二(Mark-II)の最高使用圧力の相違 運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ベント準備基準の相違 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、10倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では10倍を含めて損傷と判断するため、「以上」としている(以下、⑮の相違) 運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ベント準備基準の相違

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>原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.1 図に、概要図を第 1.7.2 図に、タイムチャートを第 1.7.3 図及び第 1.7.4 図に示す。</p> <p>[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順③以外は同様)]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>原子炉格納容器内の水位がサブプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によりウェットウェル(以下「W/W」という。)側から格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサブプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はドライウェル(以下「D/W」という。)側からの格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する)。</u></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<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</u></p>	<p><u>始する。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7-1 図及び第 1.7-2 図に、概要図を第 1.7-5 図に、タイムチャートを第 1.7-7 図に示す。</p> <p>【<u>S/C側ベントの場合(D/W側ベントの場合、手順④以外は同様。) 。</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格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に報告する。</u></p> <p>③発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置によるS/C側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する(S/C側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する。)</u>。</p> <p>④発電長は、<u>災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</u></p>	<p>ii 操作手順</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7-1 図に、概要図を第 1.7-5 図に、タイムチャートを第 1.7-6 図及び第 1.7-7 図に示す。</p> <p>[<u>W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様) 。</u>]</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル(以下「W/W」という。)側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する(W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル(以下「D/W」という。)側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。</u></p> <p>③^a<u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能</u></p>	<p>違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、島根 1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施(以下、⑫の相違)</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、ベント実施基準を記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑫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>③現場運転員 C 及び D は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。</p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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等にて確認する。</p>	<p>な場合 中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な NGC 非常用ガス処理入口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及び NGC N2 トーラス出口隔離弁若しくは NGC N2 ドライウエル出口隔離弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 現場運転員 B 及び C は、SA 電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な NGC 非常用ガス処理入口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁及び NGC N2 トーラス出口隔離弁若しくは NGC N2 ドライウエル出口隔離弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源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 は、重大事故操作盤にて第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、C / C 一次側にて切替え可能な設備を設置</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の SA 電源切替盤による電源切替え操作は、現場にて実施</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、操作者の 1 名を記載。柏崎 6/7 は、操作者及び確認者の 2 名を記載（以下、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】 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため起動時に水張り不要</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、ベント準備におけるスクラバ容器水位の確認に関</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中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント前の確認として、<u>不活性ガス系(以下「AC系」という。)隔離信号が発生している場合は、格納容器補助盤にて、AC系隔離信号の除外操作を実施する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント前の系統構成として、<u>非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口 U シール隔離弁の全閉操作、並びに耐圧強化ベント弁、非常用ガス処理系第一隔離弁、換気空調系第一隔離弁、非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉、及びフィルタ装置入口弁の全開を確認後、二次隔離弁を調整開(流路面積約 50%開)とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を調整開(流路面積約 50%開)とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧現場運転員 C 及び D は、格納容器ベント前の系統構成として、<u>フィルタベント大気放出ライン</u></p>	<p>⑦運転員等は、格納容器ベント前の確認として、<u>不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、格納容器ベント前の系統構成として、<u>耐圧強化ベント系一次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、換気空調系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑨^a S / C側ベントの場合 <u>運転員等は中央制御室にて、第一弁 (S / C側) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨^b D / W側ベントの場合 <u>第一弁 (S / C側) が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁 (D / W側) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑩運転員等は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。</u></p>	<p>⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、<u>格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、<u>SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉、及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁の全開を確認後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。NGC非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p>	<p>する手順を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑰の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑰の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑱の相違</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、格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系は別のラインとなっているため、非常用ガス処理系の停止不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、二次隔離弁 (NGC 非常用ガス処理入口隔離弁) を全開する</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場におけるベント実施時の被ばく評価結果を考慮しNGC非常用ガス処理入口弁 (第二弁 (ベント装置側)) から開操作する (以下、⑱の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <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><u>ドレン弁を全閉,水素バイパスライン止め弁を全開とし,格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は,当直副長からの依頼に基づき,格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直副長は,原子炉格納容器内の圧力及び水位,並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い,当直長に報告する。また,当直長は,原子炉格納容器内の圧力及び水位,並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を,緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪当直長は,当直副長からの依頼に基づき,格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑫当直副長は,以下のいずれかの条件に到達したことを確認し,運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に,<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した場合。</u> 原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が<u>2.2vol%</u>に到達した場合。 	<p>⑪発電長は,格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑫発電長は,格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑬発電長は,以下のいずれかの条件に到達したことを確認し,運転員等に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に,サブプレッション・プール水位指示値が<u>通常水位+6.5m</u>に到達した場合。 原子炉建屋水素濃度指示値が<u>2.0vol%</u>に到達した場合。 	<p>⑧当直長は,当直副長からの依頼に基づき,格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑨当直副長は,原子炉格納容器内の圧力及び水位,並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い,当直長に報告する。また,当直長は,原子炉格納容器内の圧力及び水位,並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直長は,当直副長からの依頼に基づき,格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪当直副長は,以下のいずれかの条件に到達したことを確認し,運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に,<u>サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3m</u>に到達した場合。 原子炉建物原子炉棟の水素濃度指示値が<u>2.5vol%</u>に到達した場合。 	<p>島根2号炉も柏崎6/7と同様に,FCVS排気ラインドレン排出弁をベント実施前に全閉する必要があるが,当該操作は,「(d)格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ」手順にて実施</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は,水素バイパスラインに止め弁を設置していないため,操作不要 体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,ベント準備完了後,パラメータ等を緊急時対策本部へ報告 体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違 体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違 運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ベント実施基準の相違 運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ベント実施基準の相違

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>⑬^a W/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側) 操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させる。</u></p> <p>⑬^b D/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁(ドライウエル側) 操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁(ドライウエル側)の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁(ドライウエル側)を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させる。</u></p> <p>⑭中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>⑭運転員等は中央制御室にて、<u>第二弁の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。なお、第二弁の開操作ができない場合は、第二弁バイパス弁の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</u></p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。また、発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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>⑫^a W/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A は、NGC N2 トーラス 出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。</u></p> <p>⑫^b D/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A は、NGC N2 ドライウエル出口隔離弁の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。</u></p> <p>⑬中央制御室運転員 A は、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・運用の相違【東海第二】 ⑱の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉の隔離弁は電動駆動弁のみ(以下、⑲の相違) ・体制の相違【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・設備の相違【東海第二】 ⑱の相違 ・設備の相違【柏崎 6/7】 ⑰, ⑲の相違 ・体制の相違【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・体制の相違【東海第二】 ⑱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>⑬中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑭中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)の全開保持状態を遠隔手動弁操作設備により解除するよう現場運転員に指示する。</p> <p>⑰現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)を遠隔手動弁操作設備による操作で全開保持状態を解除する。</p>	<p>⑯運転員等は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第一弁 (S / C 側又は D / W 側) の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。</p>	<p>⑭中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑮当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2 トーラス出口隔離弁又は NGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6, 7】 ⑰の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉格納容器ベント実施後のスクラバ容器水位の監視に関する手順を記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉格納容器ベント停止時の指揮・命令系統を記載 ・運用の相違 【東海第二】 ⑭の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、ベント停止に必要な各パラメータの基準値を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱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>⑱中央制御室運転員 A 及び B は、<u>一次隔離弁(サブレーション・チェンバ側又はドライウエル側)の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。</u></p> <p>二次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、<u>二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)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格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約 45 分で可能である。原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始後、現場運転員 2 名にて一次隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させた場合、約 40 分で可能である。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの<u>第一弁 (S / C側) 操作の場合</u> 中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名にて作業を実施した場合、<u>5 分以内で可能である。</u> 	<p>⑳中央制御室運転員 A は、<u>NGC N2 トーラス 出口隔離弁又は NGC N2 ドライウエル出口隔離弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。</u></p> <p>㉑当直副長は、<u>NGC N2 トーラス出口隔離弁又は NGC N2 ドライウエル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又は NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。</u></p> <p>㉒中央制御室運転員 A は、<u>NGC 非常用ガス処理入口隔離弁又は NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>iii 操作の成立性</p> <p><u>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの<u>NGC 非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合</u> 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、<u>45 分以内で可能である。</u> 	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉格納容器ベント停止時の指揮・命令系統を記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉格納容器ベント停止後に更に安定した状態になった場合の手順を記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、格納容器ベント準備とベント開始を分けて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ㉒の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備構成、対応する要員及び所要時間の相違 (以下、㉒の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の S A 電</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>・中央制御室からの第一弁 (D/W側) 操作の場合 <u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名にて作業を実施した場合, 5 分以内で可能である。</u></p> <p><u>第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化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>・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 <u>現場対応を重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合, 4 分以内で可能である。</u></p> <p>格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>・中央制御室からの第二弁操作の場合</p> <p><u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名にて作業を実施した場合, 2 分以内で可能である。</u></p> <p><u>【S/C側ベントの場合】</u> サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達後, <u>第一弁 (S/C側) 操作を中央制御室にて実施した場合, 5 分以内で可能である。また, サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m に到達後, 第二弁操作を中央制御室にて実施した場合, 2 分以内で可能である。</u></p> <p><u>【D/W側ベントの場合】</u> サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達後, <u>第一弁 (D/W側) 操作を中央制御室にて実施した場合, 5 分以内で可能である。ま</u></p>	<p><u>格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>・中央制御室からのNGC N2 トーラス出口隔離弁操作の場合</p> <p><u>中央制御室運転員 1 名にて作業した場合, 10 分以内で可能である。</u></p> <p>・中央制御室からのNGC N2 ドライウェル出口隔離弁操作の場合</p> <p><u>中央制御室運転員 1 名にて作業した場合, 10 分以内で可能である。</u></p> <p><u>【W/Wベントの場合】</u> 格納容器ベント移行条件到達後, <u>NGC 非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合, 45 分以内で可能である。また, 格納容器ベント基準到達後, NGC N2 トーラス出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合, 10 分以内で可能である。</u></p> <p><u>【D/Wベントの場合】</u> 格納容器ベント移行条件到達後, <u>NGC 非常用ガス処理入口隔離弁操作を中央制御室及び現場にて実施した場合, 45 分以内で可能であ</u></p>	<p>源切替盤による電源切替え操作は, 現場にて実施</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の S A 電源切替盤による電源切</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。<u>一次隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。</u></p> <p>(添付資料 1.7.3-1)</p>	<p><u>た、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を中央制御室にて実施した場合、2分以内で可能である。</u></p> <p>(添付資料 1.7.4, 添付資料 1.7.7)</p> <p><u>(b) 第二弁操作室の正圧化</u> <u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、第二弁操作室を第二弁操作室空気ボンベユニットにより加圧し、第二弁操作室の居住性を確保する。</u></p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u> <u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニタでドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始</u></p>	<p><u>る。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2ドライウエル出口隔離弁操作を中央制御室にて実施した場合、10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。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料 1.7.4-1(1), 添付資料 1.7.7)</p>	<p>替え操作は、現場にて実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉のSA電源切替盤による電源切替操作は、現場にて実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント実施に伴う現場操作地点における被ばく評価について記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <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 style="text-align: center;"><u>する。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>第二弁操作室の正圧化手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-6図に、タイムチャートを第1.7-7図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化準備を指示する。</u></p> <p>②重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、<u>第二弁操作室空気ポンプユニット空気ポンベ集合弁及び第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給出口弁を全開とし、第二弁操作室の正圧化準備が完了したことを発電長に報告する。</u></p> <p>③発電長は、<u>サプレッション・プール水位指示値が第二弁操作室の正圧化基準である通常水位+6.4m^{※3}に到達したことを確認し、重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化の開始を指示する。</u></p> <p>④重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、<u>第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給流量調整弁により規定流量に調整し、第二弁操作室の正圧化を開始する。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、<u>第二弁操作室内外の差圧指示値により第二弁操作室内の正圧化開始を確認し、発電長に報告する。なお、必要により第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給流量調整弁を調整する。</u></p> <p>※3：<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに第二弁操作室の加圧を行えるように設定。なお、サプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達するまで評価上約20分である。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化準備完了まで50分以内で可能である。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで4分以内で可能である。このうち、第二弁操作室空気ポンプユニットの第二弁操作室空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまで1分以内である。</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。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1.7.4)</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(c) <u>フィルタ装置水位調整(水張り)</u></p> <p><u>フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>フィルタ装置水位調整(水張り)手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.7図に、タイムチャートを第1.7.8図に示す。</u></p> <p>① <u>緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水張り)の準備開始を指示する。</u></p>	<p>(c) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u></p> <p><u>フィルタ装置の水位が待機時水位下限である2,530mmを下回り下限水位である1,325mmに到達する前に、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした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フィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p><u>フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下の場合。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p><u>フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-8図に、タイムチャートを第1.7-9図に示す。</u></p> <p>① <u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を依頼する。</u></p> <p>② <u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。</u></p> <p>③ <u>発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。</u></p> <p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水補給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より確認し、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。</u></p>	<p>(b) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)</u></p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。</u></p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。</u></p> <p>ii 操作手順</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-8図に、タイムチャートを第1.7-9図に示す。</u></p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備開始を依頼する。</u></p> <p>② <u>緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備開始を指示する。</u></p> <p>③ <u>当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備開始を指示する。</u></p> <p>④ <u>中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)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より確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備完了を当直副長に報告</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、水位低警報を設置しており、警報発報により着手</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 手順着手の実施判断者の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 手順着手の実施判断者の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、中央制御室におけるスクラバ容器水位調整準備に</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^a 防火水槽から可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を展開した水張りの場合又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を展開した水張りの場合(淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)</p> <p>緊急時対策要員は、<u>フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を配備し、防火水槽又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)へ、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からフィルタ装置補給水接続口へそれぞれ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>②^b 事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用した水張りの場合(淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)</p> <p>緊急時対策要員は、<u>事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からフィルタベント装置補給水接続口へ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>③ 緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員にフィルタ</u></p>	<p>⑤ 発電長は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑥ 重大事故等対応要員は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給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配備及びホースを接続し、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑦ 災害対策本部長代理は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑧ 発電長は、<u>災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給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依頼する。</u></p> <p>⑨ 災害対策本部長代理は、<u>フィルタ装置スクラ</u></p>	<p>する。</p> <p>⑤ 当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑥ 緊急時対策要員は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)として使用する大量送水車の配備及び第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口へ送水ホースを接続し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑦ 緊急時対策本部は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の準備完了を当直長に報告する。</u></p> <p>⑧ 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1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)として使用する大量送水車による送水開始を依頼する。</u></p> <p>⑨ 緊急時対策本部は、<u>第1ベントフィルタスクラ</u></p>	<p>関する手順を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑩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 ・運用の相違 【柏崎6/7】 手順着手の実施判断者の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>装置水位調整（水張り）の開始を指示する。</p> <p>④緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>起動と <u>FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁</u>の全開操作を実施し、<u>フィルタ装置への給水が開始されたことを、フィルタベント遮蔽壁附室の FCVS 計器ラックにて、フィルタ装置水位指示値の上昇により確認し、給水開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策本部は、<u>当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</u></p> <p>⑥当直副長は、<u>フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A は、<u>フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、規定水位に到達したことを当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）停止</u></p>	<p>ング水補給として使用する<u>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重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>⑩重大事故等対応要員は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給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、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置スクラビング水補給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。</u></p> <p>⑪災害対策本部長代理は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給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発電長に報告する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>フィルタ装置スクラビング水補給が開始されたことをフィルタ装置水位指示値の上昇により確認した後、待機時水位下限である 2,530mm 以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬発電長は、<u>災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の停止を依頼する。</u></p>	<p>バ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の起動を緊急時対策要員に指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を起動した後、FCVS 補給止め弁の全開操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）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、第1ベントフィルタ格納槽付近（屋外）の計器ラックにて、第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の上昇により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑪緊急時対策本部は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを当直長に報告する。</u></p> <p>⑫当直副長は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器の水位を監視するよう運転員に指示する。</u></p> <p>⑬中央制御室運転員Aは、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位にて水位を継続監視する。</u></p> <p>⑭緊急時対策要員は、<u>規定水位に到達したことを確認し、FCVS 補給止め弁を全閉とした後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を停止し、第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口送水ホースの取外し操作を実施する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納槽付近に設置した計器ラックによりスクラバ容器水位指示値の上昇を確認 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、送水開始をスクラバ容器水位指示値により確認 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 手順着手の実施判断者の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、当直副長の判断により水位を監視 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、監視の指示に関する手順を記載 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、規定水位到達の判断を緊急時対策要員が実施し水張りを停止 ・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>操作を依頼する。</u></p> <p><u>⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)停止操作を指示する。</u></p> <p><u>⑩緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)停止操作、FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁の全閉操作及びフィルタ装置補給水接続口送水ホースの取外し操作を実施する。</u></p> <p><u>⑪緊急時対策要員は、緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整(水張り)の完了を報告する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>防火水槽から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を展開したフィルタ装置水位調整(水張り)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約125分で可能である。</u></p> <p><u>淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を展開したフィルタ装置水位調整(水張り)(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補</u></p>	<p><u>⑭災害対策本部長代理は、フィルタ装置スクラビング水補給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停止を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p><u>⑮重大事故等対応要員は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後、フィルタ装置スクラビング水補給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停止し、災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p><u>⑯災害対策本部長代理は、フィルタ装置スクラビング水補給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を停止したことを発電長に報告する。</u></p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の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><u>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】(水源：淡水タンク)</u></p> <p><u>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、165分以内で可能である。</u></p>	<p><u>⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)として使用する大量送水車による送水を停止したことを報告する。</u></p> <p><u>⑯緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)として使用する大量送水車による送水を停止したことを当直長に報告する。</u></p> <p>iii 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)の開始及び完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p>	<p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、規定水位到達の判断は緊急時対策要員が実施。また、送水ホースの取外しを実施</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>指揮命令系統の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑯の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>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>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	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>給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約125分で可能である。</u></p> <p>また、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用したフィルタ装置水位調整(水張り)(淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1ユニット当たり、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ位置(A-2級)と送水ルートの確認～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約95分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約155分で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されないため、フィルタ装置水位調整(水張り)操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(添付資料1.7.3-3)</p>	<p><u>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】(水源：代替淡水貯槽)</u></p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、<u>180分以内</u>で可能である。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後7日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。</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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、<u>フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。</u></p> <p>車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p>(添付資料1.7.4, 添付資料1.7.7, 添付資料1.7.8)</p>	<p><u>輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)から大量送水車を展開した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)完了まで2時間30分以内で可能である。</u></p> <p>事故発生後7日間において、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</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>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)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、容易に操作が可能である。</u></p> <p>また、<u>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する。</u></p> <p>(添付資料1.7.4-1(3), 添付資料1.7.7, 添付資料1.7.8)</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、被ばくの影響を考慮し、交替要員にて実施する旨記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、フィルタベント実施に伴う</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>(f) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u> <u>水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送する。移送ポンプの電源は、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から受電可能である。</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-14図に、タイムチャートを第1.7-15図に示す。</u> ①<u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備開始を依頼する。</u> ②<u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備開始を指示する。</u> ③<u>発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送の準備開始を指示する。</u></p>		<p>現場操作地点等における被ばく評価及びスクラビング水の保有水量の設定根拠について記載</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉の水の放射線分解により発生する水素のフィルタ装置内への蓄積防止は、必要に応じて窒素ガスパーージ（(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ）を行うことで対応。また、最終的なスクラビング水移送は、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理</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>④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を全開とする。</p> <p>⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S / C側）を全開とする。</p> <p>⑧運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。</p> <p>⑪運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水移送が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑭災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張り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。</p> <p>⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑯重大事故等対応要員は、フィルタ装置水張り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、格納容</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置水張り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。</p> <p>⑰災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張り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報告する。</p> <p>⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。</p> <p>⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が待機時水位下限である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑳発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張り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の停止を依頼する。</p> <p>㉑災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張り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停止を指示する。</p> <p>㉒重大事故等対応要員は、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後、フィルタ装置水張り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停止し、災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>㉓災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張り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停止を報告する。</p> <p>㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水移送を指示する。</p> <p>㉕運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動</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>した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。</p> <p>②⑥運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>②⑦発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度を確認するように指示する。</p> <p>②⑧運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>②⑨発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。</p> <p>②⑩災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。</p> <p>②⑪重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を全閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。</p> <p>②⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。</p> <p>②⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。</p> <p>②⑭発電長は、運転員等にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。</p> <p>②⑮運転員等は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタ装置出口弁を全閉とし、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィル</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>タ装置スクラビング水移送開始まで54分で可能である。</p> <p>また、フィルタ装置水張りについては、フィルタ装置スクラビング水移送完了からフィルタ装置水張り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>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】(水源：代替淡水貯槽)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、180分以内で可能である。 <p>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】(水源：淡水タンク)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、165分以内で可能である。 <p>フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p>(添付資料1.7.4)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(d) <u>フィルタ装置水位調整(水抜き)</u></p> <p>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>フィルタ装置水位調整(水抜き)手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.9図に、タイムチャートを第1.7.10図に示す。</u></p> <p>① <u>緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜き)の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微</u></p>		<p>(c) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)</u></p> <p><u>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。</u></p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合。</u></p> <p>ii 操作手順</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図に示す。</u></p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)の準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁、FCVSドレン移送ライン連絡弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間はスクラバ容器水位調整(水抜き)不要なため、自主対策として整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の金属フィルタは、解析上閉塞しないことを確認しており、差圧計は設置不要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の金属フィルタは、解析上閉塞しないことを確認しており、差圧計は設置不要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・運用の相違</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><u>開操作する。また、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送ポンプの電源が確保されていることを FCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。</u></p> <p>③<u>緊急時対策要員は、フィルタ装置水位調整(水抜き)の系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>④<u>緊急時対策本部は、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整(水抜き)の開始を指示する。</u></p> <p>⑤<u>緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプ A 又は B の起動操作を実施し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整する。また、フィルタ装置からの排水が開始されたことをフィルタベント遮蔽壁附室 FCVS 計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認し、フィルタ装置水位調整(水抜き)が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑥<u>緊急時対策本部は、当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</u></p> <p>⑦<u>当直副長は、フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</u></p> <p>⑧<u>中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、通常水位に到達したことを当直副長に報告する。</u></p> <p>⑨<u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</u></p> <p>⑩<u>緊急時対策本部は、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ停止操作を指示する。</u></p> <p>⑪<u>緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVS フィルタベント装置ド</u></p>		<p><u>1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>③<u>中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)系統構成完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>④<u>当直副長は、中央制御室運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)の開始を指示する。</u></p> <p>⑤<u>中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプの起動操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器からの排水が開始されたことを第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の低下により確認する。</u></p> <p><u>その後、通常水位に到達したことを確認し、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁を全開操作する。</u></p>	<p>島根2号炉は、スクラバ容器1次ドレン弁等を全開運用</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 指揮命令系統の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 指揮命令系統の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、中央制御室運転員にて実施することから、緊急時対策本部からの依頼不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>レン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作する。</u></p> <p><u>⑫緊急時対策要員は、緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整(水抜き)の完了を報告する。</u></p> <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1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置水位調整(水抜き)完了まで約130分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</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>(添付資料 1.7.3-4)</p>		<p><u>⑥中央制御室運転員Aは、当直副長に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)の完了を報告する。</u></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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)完了まで2時間20分以内で可能である。</u></p> <p>(添付資料 1.7.4-1(4))</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用相違 【柏崎6/7】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(e) <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u> 格納容器ベント停止後において、<u>スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。</u></p> <p>i. 手順着手の判断基準 <u>格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。</u></p> <p>ii. 操作手順 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.11 図に、タイムチャートを第 1.7.12 図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断に基づき、<u>当直長に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成を開始するよう依頼するとともに、緊急時対策要員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。</u></p>	<p>(e) <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</u> 格納容器ベントを実施した際には、<u>原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を經由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。</u></p> <p>i) 手順着手の判断基準 <u>原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。</u></p> <p>ii) 操作手順 <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断に基づき、<u>災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。</u></p>	<p>(d) <u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ</u> 格納容器ベント停止後において、<u>スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。</u></p> <p>i 手順着手の判断基準 <u>炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器ベント移行条件※2に達した場合。</u> <u>※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</u> <u>※2：原子炉格納容器内の圧力が 640kPa〔gage〕に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。</u></p> <p>ii 操作手順 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの概要は以下のとおり。概要図を第 1.7-12 図に、タイムチャートを第 1.7-13 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断に基づき、<u>当直長を經由し、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を依頼する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、格納容器ベント時の系統内での水素爆発防止は、系統待機中の窒素ガス置換にて実施している。格納容器ベント実施後の系統内の水素爆発等の防止として、窒素ガスパージの手順を整備（以下、⑳の相違）</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、ベント実施前に可搬型設備の準備を行うため、ベント移行条件到達後、準備着手（以下、㉑の相違）</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 手順着手の実施判断者の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ㉒の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>②災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備開始を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>③重大事故等対応要員は、<u>原子炉建屋西側屋外へ可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口へ取り付け、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>②緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。</u></p> <p>③^a<u>窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>③^b<u>窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>③^c<u>窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合（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）緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>原子炉建物南側（屋外）に第1ベントフィルタ出口水素濃度を配備しホース等を接続口に取り付けるとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁を全閉操作し、第1ベントフィルタ出口水素濃度の準備完了を緊急時</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の接続口は、ホースを直接取り付けられる構造</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、系統構成完了後（操作手順⑤）にて記載</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順を整備</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、排気</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当直副長は、<u>中央制御室運転員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。</u></p> <p>③中央制御室運転員 A <u>及び B は、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)、一次隔離弁(ドライウエル側)及び耐圧強化ベント弁の全閉確認、並びにフィルタ装置入口弁の全閉確認後、二次隔離弁を全開操作し、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を全開操作する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全開する手段がある。</u></p> <p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋外壁南側(屋外)へ可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取り付け、窒素ガスパーズの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p>		<p><u>対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策本部は格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を当直長に報告する。</p> <p>⑥当直副長は、<u>運転員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、<u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、NGC N2トールス出口隔離弁及びNGC N2ドライウエル出口隔離弁の全閉確認、並びにSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全開を確認し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急</u></p>	<p>管へ流入した雨水の排出のため、FCVS排気ラインドレン排出弁を常時全開運用とし、格納容器ベント前に全閉する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ②の相違 ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ②の相違 ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ①⑦の相違 ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ②の相違 ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、格納容器ベント停止に併せて、窒素ガスパーズを開始するため、NGC非常用ガス処理入口弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は全開状態であることから、全開確認を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> 指揮命令系統の相違 ・記載表現の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、操作手順③にて記載</p> <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>⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の開操作により窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズの開始を報告する。</p> <p>⑧緊急時対策本部は、窒素ガスパーズの開始を当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のためのサンプリングポンプの起動を指示する。</p>	<p>④災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は原子炉建屋西側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑥災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを発電長に報告する。</p>	<p>時対策本部に窒素ガスパーズの開始を依頼する。</p> <p>⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。</p> <p>⑩^a窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合 緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。</p> <p>⑩^b窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合 緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物付属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。</p> <p>⑩^c窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合（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） 緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物付属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。</p> <p>⑪緊急時対策本部は、窒素ガスパーズを開始したことを当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のための第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を指示する。</p>	<p>【柏崎 6/7】 指揮命令系統の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は可搬式窒素供給装置の起動を記載 ・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備</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉の出口水素濃度は可搬型設備で計測するため現場での</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑨緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋非管理区域内サンプリングラックにて、系統構成、工具準備及びサンプリングポンプの起動を実施するとともに、緊急時対策本部にサンプリングポンプの起動完了を報告する。</u></p> <p>⑩緊急時対策本部は、<u>サンプリングポンプの起動完了を当直長に報告するとともに、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を依頼する。</u></p>	<p>⑦発電長は、<u>運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃※¹以下であることを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動するように指示する。</u></p> <p>⑩<u>運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動し、発電長に報告するとともに、フィルタ装置入口水素濃度指示値を監視する。</u></p> <p>※1：<u>可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし、さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないことの確認により冷却が完了したと判断できる温度。</u></p>	<p>⑫緊急時対策要員は、<u>第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動を実施するとともに、緊急時対策本部に第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を報告する。</u></p> <p>⑬緊急時対策本部は、<u>第1ベントフィルタ出口水素濃度の起動完了を当直長に報告するとともに、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視を依頼する。</u></p>	<p>起動が必要（以下、㉓の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 窒素ガスパーズ開始時の判断パラメータの相違 ・設備の相違 【東海第二】 ㉓の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ㉓の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉の出口水素濃度は、可搬型設備で計測するため系統構成等は不要 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、窒素ガスパーズを停止した場合に水素濃度上昇又はスクラバ容器上流側配管内圧力が低下することを想定し、窒素ガスパーズを継続（以下、㉔の相違） ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベント実施後の水素爆発等の防止のため、水素濃度の監視を実施（以下、㉕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>⑪当直副長は、<u>中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度を監視するよう指示する。</u></p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、<u>FCVS 制御盤にてフィルタ装置入口圧力によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、フィルタ装置水素濃度により水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、窒素ガスパージ完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパージ完了を報告する。</u></p> <p>⑭緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員へ窒素ガス供給の停止を指示するとともに、当直長にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を依頼する。</u></p> <p>⑮緊急時対策要員は、<u>FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の全閉操作を実施し、緊急時対策本部に窒素ガス供給の停止を報告する。</u></p> <p>⑯当直副長は、<u>中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。</u></p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、<u>窒素ガス供給停止後のフィルタ装置入口圧力指示値及びフィル</u></p>		<p>⑭当直副長は、<u>運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を監視するよう指示する。</u></p> <p>⑮中央制御室運転員 A は、<u>重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器内圧力指示値により、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力が正圧であることを確認する。また、第1ベントフィルタ出口水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑯中央制御室運転員 A は第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を継続して監視する。</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、残留蒸気の凝縮によりスクラバ容器内が負圧になっていないことをスクラバ容器内圧力の監視により確認（以下、⑳の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑳の相違 ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ㉑の相違 ・体制及び設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ㉒, ㉓の相違 ・運用及び設備の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ㉔, ㉕の相違 ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ㉖の相違 ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ㉗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>タ装置水素濃度指示値が、窒素ガスパーズ完了時の指示値と差異が発生しないことを継続的に監視する。</u></p> <p><u>⑱当直長は、当直副長からの依頼に基づき、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視をもって格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>⑲当直副長は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成を開始するよう運転員に指示する。</u></p> <p><u>⑳中央制御室運転員 A 及び B は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成として、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉する手段がある。</u></p> <p><u>㉑現場運転員 C 及び D は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成として、水素バイパスライン止め弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>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) 及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズ完了まで約 270 分で可能である。その後、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 名にて窒素ガスパーズ完了後の系統構成を実施した場合、約 15 分で可能である。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから<u>フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換開始まで135分以内</u>で可能である。</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 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから<u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始までの想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2 時間以内</u>で可能である。 ・<u>窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2 時間以内</u>で可能である。 ・<u>窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合 (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)、6 時間 40 分以内</u>で可能である。 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違 ・運用の相違【柏崎 6/7】 ㉑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>なお、屋外における本操作は、<u>格納容器ベント停止後の操作</u>であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(添付資料 1.7.3-5)</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。また、<u>窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。</u>車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p>(添付資料 1.7.4)</p>	<p>なお、<u>屋外における本操作は、格納容器ベント停止前後の操作</u>であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、<u>作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</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>また、<u>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する。</u></p> <p>(添付資料 1.7.4-1(5), (6))</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7, 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><u>(f) フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u></p> <p>フィルタ装置水位調整(水抜き)によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>排気ガスの凝縮水により、<u>フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.13 図に、タイムチャートを第 1.7.14 図に示す。</u></p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へスクラバ水の pH 測定及び薬液補給の準備開始を指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、pH 測定の系統構成として、<u>フィルタベント装置 pH 入口止め弁及びフィルタベント装置 pH 出口止め弁を全開操作した後、pH 計サンプリングポンプを起動させ、サンプリングポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)へ薬液補給用として可搬型窒素供給装置、ホース、補給用ポンプ及び薬液を配備するとともに、系統構成を行い、緊急時対策本部に薬液補給の準備完了を報告する。</u></p>		<p><u>(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整</u></p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>排気ガスの凝縮水により、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u></p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7-14 図に、タイムチャートを第 1.7-15 図に示す。</u></p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員へスクラビング水の pH 測定、第1ベントフィルタスクラバ容器水位測定及び薬液補給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>スクラバ水 pH 指示値により確認した pH 値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値により確認した水位を当直副長に報告する。</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に併せて、薬液を補給</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉のスクラバ容器水位調整(水抜き)は、当直副長判断で手順着手するため、排水を行った場合に着手する pH 調整も当直副長判断にて着手</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</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>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。</p> <p>④緊急時対策要員は、薬液補給のためホース接続及びFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作し、補給用ポンプを起動、所定量の薬液を補給するとともに、補給用ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑤緊急時対策本部は、当直長にスクラバ水のpH値及び水位を確認するよう依頼する。</p> <p>⑥当直副長は、スクラバ水のpH値及び水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、FCVS制御盤のフィルタ装置スクラバ水pH及びフィルタ装置水位によりスクラバ水のpH値及び水位を確認するとともに、フィルタ装置スクラバ水pH指示値が規定値であることを当直副長に報告する。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、スクラバ水のpH値及び水位、並びにフィルタ装置への薬液補給の完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に薬液補給の停止及びpH測定を指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、薬液補給を停止するため、補給用ポンプを停止し、FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁を全閉操作する。また、pH測定を停止するため、pH計サンプリングポンプを停止、フィルタベント装置pH入口止め弁及びフィルタベント装置pH出口止め弁を全閉操作し、緊急時対策本部にフィルタ装置スクラバ水pH調</p>		<p>③当直副長は、中央制御室運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器への薬液補給の開始を指示する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、薬液補給のためFCVS薬品注入タンク出口弁及びFCVS循環ライン止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプを起動、所定量の薬液を補給する。薬液補給完了後は、薬液が均一になるよう循環運転を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤のスクラバ水pH指示値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値によりスクラビング水のpH値及び水位を確認するとともに、スクラビング水のpH値が規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、薬液の均一化のため、循環運転を実施</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、薬液の補給完了後、pH指示値及びスクラバ容器水位確認後、当直副長へ報告</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>整の完了を報告する。</u></p> <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 1 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラバ水 pH 調整完了まで約 85 分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から 25 時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</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>(添付資料 1. 7. 3-6)</p> <p>(b) <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u></p> <p><u>格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置の水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>残留熱除去系の機能が喪失した場合、又は炉心損傷を判断した場合※1。</u></p> <p><u>※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u></p> <p><u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順は以下のとおり。概要図を第 1. 7. 5 図に、タイムチャートを第 1. 7. 6 図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ水張りを指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ド</u></p>		<p>iii. <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整開始まで 15 分以内で可能である。</u></p> <p>(添付資料 1. 7. 4-1(7))</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、評価結果により事故後 7 日間 pH 調整は不要なため開始までの時間を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため、起動時に水張り不要</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>レン移送ポンプ入口弁を全開操作し,FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開した後,FCVS フィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を開操作することで系統内のエア抜きを実施し,エア抜き完了後,FCVS フィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を全閉操作する。</u></p> <p><u>③緊急時対策要員は,ドレン移送ポンプ水張りの完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>iii. 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は,1 ユニット当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合,作業開始を判断してからフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの完了まで 45 分以内で可能である。なお,屋外における本操作は,格納容器ベント実施前の操作であることから,作業エリアの環境による作業性への影響はない。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように,移動経路を確保し,照明及び通信連絡設備を整備する。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1. 7. 3-2)</u></p> <p><u>(g) ドレン移送ライン窒素ガスパージ</u></p> <p><u>フィルタ装置水位調整(水抜き)後,フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため,窒素ガスによるパージを実施し,排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>フィルタ装置水位調整(水抜き)完了後又はドレンタンク水抜き完了後。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>ドレン移送ライン窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 7. 15 図に,タイムチャートを第 1. 7. 16 図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は,手順着手の判断基準に基づき,緊急時対策要員へドレン移送ライン窒素ガスパージの準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は,フィルタベント遮蔽壁南側(屋外)にて,可搬型窒素供給装置を配備し,排水</u></p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉のドレン移送設備は,常時満水保管のため,窒素ガスによる不活性化は不要</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>ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続する。また,FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し,ドレン移送ライン窒素ガスパージの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>③緊急時対策本部は,緊急時対策要員に窒素ガスの供給開始を指示する。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は,FCVS フィルタベント装置ドレンライン N2 パージ用元弁を全開操作し,窒素ガスの供給を開始するとともに,緊急時対策本部にドレン移送ライン窒素ガスパージの開始を報告する。</u></p> <p><u>⑤緊急時対策本部は,緊急時対策要員に窒素ガスの供給停止を指示する。</u></p> <p><u>⑥緊急時対策要員は,FCVS フィルタベント装置ドレンライン N2 パージ用元弁を全開操作し,窒素ガスの供給を停止する。また,FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し,ドレン移送ポンプ出ロライン配管内が正圧で維持されていることをドレン移送ライン圧力により確認し,ドレン移送ライン窒素ガスパージが完了したことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>iii. 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は,1 ユニット当たり緊急時対策要員 8 名にて作業を実施した場合,作業開始を判断してからドレン移送ライン窒素ガスパージ完了まで約 130 分で可能である。なお,屋外における本操作は,格納容器ベント実施から 25 時間後以降に行うことから,大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており,また,作業時の被ばくによる影響を低減するため,緊急時対策要員を交替して対応することで,作業可能である。</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>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) (添付資料 1. 7. 3-7)	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>(h) <u>ドレンタンク水抜き</u></p> <p><u>ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>ドレンタンク水抜きの概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.17 図に、タイムチャートを第 1.7.18 図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員にドレンタンク水抜きを指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室にてドレン移送ポンプの電源が確保されていることを FCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。また、ドレンタンク水抜きの系統構成として FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉、FCVS フィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁を遠隔手動弁操作設備にて全開、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開操作し、ドレン移送ポンプ A 又は B を起動する。その後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作によりポンプ吐出側流量を必要流量に調整し、ドレンタンク内の水をサプレッション・チェンバへ排水開始したことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>③緊急時対策本部は、当直長にドレンタンクの水位を確認するよう依頼する。</u></p> <p><u>④当直副長は、ドレンタンクの水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。</u></p>			<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018.9.18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤中央制御室運転員 A は、ドレンタンク水位にて継続監視し、規定水位に到達したことを当直副長に報告する。</p> <p>⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</p> <p>⑦緊急時対策本部は、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ停止操作を指示する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁附室 FCVS 計器ラックのドレンタンク水位にて排水による水位の低下を確認し、ドレン移送ポンプを停止した後、FCVS フィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉、FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開操作し、ドレンタンク水抜きのを完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレンタンク水抜き完了まで約 80 分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から 25 時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(添付資料 1.7.3-8)</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. <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>復水補給水系</u>を用いた<u>代替循環冷却系</u>の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>(a) <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1 において、<u>残留熱除去系</u>の復旧に見込みがなく※2 原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水補給水系</u>が使用可能※3 であること。 ・<u>代替原子炉補機冷却系</u>による冷却水供給が可能であること。 ・<u>原子炉格納容器内の酸素濃度が 4vol%以下※4 であること。</u> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は<u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。</p> <p>※3: 設備に異常がなく、電源及び水源(サプレッション・チェンバ)が確保されている場合。</p>	<p>a. <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>代替循環冷却系</u>の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>残留熱除去系</u>の復旧に見込みがなく※2原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で、以下の条件が<u>全て</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系</u>が使用可能※3であること。 ・<u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系のいずれか</u>による冷却水供給が可能であること。 ・<u>原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下であること。</u> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合</u>、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは<u>冷却水</u>が確保できない場合。</p> <p>※3: 設備に異常がなく、電源及び水源(サプレッション・チェンバ)が確保されている場</p>	<p>b. <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱代替除去系</u>の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>(a) <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>残留熱除去系</u>の復旧に見込みがなく※2原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が<u>すべて</u>成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱代替除去系</u>が使用可能※3であること。 ・<u>原子炉補機代替冷却系</u>による補機冷却水供給が可能であること。 <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>で<u>原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合</u>、又は<u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは<u>補機冷却水</u>が確保できない場合。</p> <p>※3: 設備に異常がなく、電源及び水源(サプレッション・チェンバ)が確保されてい</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7】④の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】④の相違 ・設備の相違【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、<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱後、原子炉格納容器内への窒素ガス供給を行う ・運用の相違【東海第二】⑮の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※4: <u>ドライ条件の酸素濃度を</u>確認する。格納容器内酸素濃度(CAMS)にて 4vol%以下を確認できない場合は、<u>代替格納容器スプレ</u>イを継続することで、<u>ドライウエル側とサブプレ</u>ッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p>ii. 操作手順 <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及</u>び除熱手順の概要は以下のとおり。</p> <p>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を実施する場合は、<u>残留熱除去系(A)注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるドライウエルスプレ</u>イ(以下「D/W スプレイ」という。)を同時に実施する手順とし、<u>前提条件として復水貯蔵槽を水源とした残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるD/Wスプレ</u>イ中とする。</p> <p>また、原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、<u>原子炉格納容器下部への注水と残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるD/Wスプレイを同時に実施する手順</u>とし、<u>前提条件として復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び残留熱除去系(B)スプレイ配管使用によるD/Wスプレイ中とする。</u></p>	<p>合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧</u>及び除熱手順の概要は以下のとおり(代替循環冷却系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順も同様。)</p>	<p>る場合。</p> <p>ii 操作手順 <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧</u>及び除熱手順の概要は以下のとおり。</p> <p>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を実施する場合は、<u>低圧原子炉代替注水系(A)注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と格納容器スプレイ配管使用によるドライウエルスプレイ(以下「D/Wスプレイ」という。)を同時に実施する手順とする。</u></p> <p>また、<u>原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部への注水を実施する手順とする。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を起動することで D/W と W/W のガスが混合されるため、ガスの混合を目的としたスプレイは実施しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を 1 系統設置し原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う設計</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系の水源は、サブプレッション・チェンバのみ</p> <p>・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、格納容器スプレイにより原子炉格納容器下部へ注水する。また、島根 2 号炉の残留熱代替除去系の水源は、サブプレッション・チェンバのみ</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>手順の対応フローは第 1.7.1 図に、概要図を第 1.7.19 図に、タイムチャートを第 1.7.20 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ・電動弁及び監視計器の電源、冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量を確認し、復水補給水系が使用可能か確認する。</p>	<p>手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-3図に、タイムチャートを第1.7-4図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び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にて、代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱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、残留熱除去系A系注入弁及び残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されたことを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>手順の対応フローは第 1.7-3 図、第 1.7-4 図に、概要図を第 1.7-16 図に、タイムチャートを第 1.7-17 図及び第 1.7-18 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、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合 中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なB-熱交バイパス弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されている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にて確認する。</p> <p>②^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なB-熱交バイパス弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切り替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されている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、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑯の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、C/C一次側にて切替え可能な設備を設置 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源切替え操作を記載 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉のSA電源切替盤による電源切替え操作は、現場にて実施 ・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑰の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑧の相違 ・運用の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器補助盤にて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確認を実施する。</p> <p>⑤現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプ水源切替え準備のため、復水補給水系復水貯蔵槽出口弁、高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一、第二元弁、復水移送ポンプミニマムフロー逆止弁後弁、復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁を全閉とし、復水補給水系常/非常用連絡 1 次、2 次止め弁の全開確認を実施する。</p> <p>⑥^a 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を実施する場合 現場運転員 E 及び F は、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。(残留熱除去系熱交換器出口弁(A)、サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全閉、及び残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。)</p> <p>⑥^b 原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 現場運転員 E 及び F は、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。(サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残</p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系A系注水配管分離弁</u>、<u>残留熱除去系A系ミニフロー弁</u>、<u>残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁</u>及び<u>残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁</u>の全閉操作を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁</u>及び<u>代替循環冷却系A系テスト弁</u>の全開操作を実施する。</p>	<p>④^a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を実施する場合 中央制御室運転員Aは、<u>重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成</u>を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉、<u>RHR RHARライン入口止め弁</u>、<u>RHR A-FLSR連絡ライン止め弁</u>、<u>A-RHR注水弁</u>及び<u>B-RHRドライウエル第2スプレイ弁</u>の全開操作を実施する。)</p> <p>④^b原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 中央制御室運転員Aは、<u>重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成</u>を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉、<u>RHR RHARライ</u></p>	<p>島根2号炉は、負荷容量を確認し、残留熱代替除去系の使用可否を確認</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、残留熱代替除去系を新設し、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号炉の残留熱代替除去系の水源は、サプレッション・チェンバのみ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>④の相違</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、格納容器スプレイにより原子炉格納容器下部へ注水(以下、⑳の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>④⑩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>留熱除去系最小流量バイパス弁(B), 残留熱除去系熱交換器出口弁(B), 残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施する。</u>)</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は, <u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑧当直副長は, 運転員に<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び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>復水移送ポンプ</u>を停止後, <u>残留熱除去系洗浄水弁(B)を全閉とし, 現場運転員 C 及び D へ連絡する。</u></p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は, <u>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁を全閉とし, 当直副長に報告する。</u></p> <p>⑪現場運転員 E 及び F は, 当直副長からの指示により, <u>残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑫^a 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を実施する場合 (<u>⑫^a~⑮^a</u>)</p> <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(B)を調整開とした後に復水移送ポンプ</u></p>	<p>⑤運転員等は, <u>発電長に代替循環冷却系A系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑥発電長は, 運転員等に<u>代替循環冷却系ポンプ(A)の起動</u>を指示する。</p> <p>⑦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>⑧^a 原子炉圧力容器への注水 (<u>100m³/h</u>) 及び原子炉格納容器へのスプレイ (<u>150m³/h</u>) を実施する場合 (<u>⑧^a~⑫^a</u>) *4 <u>発電長は, 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及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。</u></p> <p>⑨^a 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後, 代替循環冷却系A系</u></p>	<p><u>ン入口止め弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)</u></p> <p>⑤中央制御室運転員Aは, <u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑥当直副長は, 運転員に<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始</u>を指示する。</p> <p>⑦^a 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を実施する場合 (<u>⑦^a~⑩^a</u>)</p> <p>中央制御室運転員Aは, <u>残留熱代替除去ポンプ</u>を起動し, <u>RHARライン流量調節弁</u>を徐々に</p>	<p>備考</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑲の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系の水源は, サプレッション・チェンバのみ</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 残留熱代替除去ポンプ起動後, 速やかに流量調節弁を調整開し, 残留代替熱除去系の運転を開始 (以下, ⑳の相違)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ㉑の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【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>を起動し、<u>速やかに残留熱除去系洗浄水弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)を開</u>として代替循環冷却系の運転を開始する。</p> <p>⑬^a中央制御室運転員 A <u>及び B</u>は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量(RHRA 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する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量(RHRB 系代替注水流量)指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑭^a当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による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ーが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑮^a当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)にて適宜</u>、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>また、状況により<u>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全閉</u>、<u>残留熱除去系 S/P スプレー注入隔離弁(B)を全開</u>とすることで、D/W スプレーからサプレッション・チェンバ・プールスプレー(以下「S/P スプレー」という。)へ切り替える。</p>	<p>注入弁を開にし、<u>代替循環冷却系A系テスト弁の全閉操作</u>を実施する。</p> <p>⑩^a運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系A系D/Wスプレー弁の全閉操作</u>を実施後、<u>代替循環冷却系A系格納容器スプレー弁を開</u>とする。</p> <p>⑪^a運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が始まっ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する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレー流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>⑫^a発電長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、<u>代替循環冷却系A系注入弁及び代替循環冷却系A系格納容器スプレー弁にて適宜</u>、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。</p> <p>また、状況により<u>代替循環冷却系A系注入弁及び代替循環冷却系A系格納容器スプレー弁を全閉</u>、<u>代替循環冷却系A系テスト弁を全開</u>とすることで、<u>原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーからサプレッション・プールの除熱</u>へ切り替える。</p> <p>※4：炉心損傷前における代替循環冷却系による</p>	<p>開操作した後、<u>RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁を調整開し</u>、<u>残留熱代替除去系の運転</u>を開始する。</p> <p>⑧^a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>残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇</u>、<u>残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇</u>及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。併せて、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを<u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇</u>、<u>残留熱代替除去系格納容器スプレー流量指示値の上昇</u>並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑨^a当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>残留熱代替除去系による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ーが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩^a当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、<u>RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁にて適宜</u>、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。</p> <p>また、状況により<u>B-RHRドライウェル第2スプレー弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁を全閉</u>、<u>B-RHRトラススプレー弁を全開</u>とすることで、<u>D/WスプレーからS/Cスプレーへ切り替える。</u></p>	<p>⑰の相違</p> <p>島根2号炉は、ポンプ起動後に弁操作を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑰の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑱の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ポンプ起動の確認のため、残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値を確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、緊急時対策本部への報告を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑱の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉注水は継続し、D/</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^b <u>原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合(⑫^b～⑬^b)</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は, 下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑬^b <u>中央制御室運転員 A 及び B は, 残留熱除去系洗浄水弁(B)を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し, 速やかに下部ドライウエル注水流量調節弁及び残留熱除去系洗浄水弁(B)を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</u></p> <p>⑭^b <u>中央制御室運転員 A 及び B は, 原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇, 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)指示値の上昇により確認する。あわせて, 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇, 復水補給水系流量(RHRB 系代替注水流量)指示値の上昇, 並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内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>⑮^b <u>当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 代替循環冷却系による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が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑯^b <u>当直副長は, 原子炉格納容器内の圧力を継続監視し, 残留熱除去系洗浄水弁(B)にて適宜, 原子</u></p>	<p><u>原子炉格納容器内へのスプレイ手順は同様。</u></p> <p>⑧^b <u>原子炉格納容器へのスプレイ (250m³/h) を実施する場合 (⑧^b～⑩^b)</u> <u>発電長は, 運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。</u></p> <p>⑨^b <u>運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系 A 系 D/Wスプレイ弁の全開操作を実施後, 代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁を開とする。</u></p> <p>⑩^b <u>運転員等は中央制御室にて, 原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇, 原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し, 発電長に報告する。</u></p> <p>⑪^b <u>発電長は, 原子炉格納容器内の圧力を継続監視し, 代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁にて</u></p>	<p>⑦^b <u>原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑦^b～⑩^b)</u></p> <p>中央制御室運転員 A は, <u>残留熱代替除去ポンプを起動し, RHAR ライン流量調節弁を徐々に開操作した後, RHR PCV スプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し, 残留熱代替除去系の運転を開始する。</u></p> <p>⑧^b <u>中央制御室運転員 A は, 原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇, 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇, 原子炉格納容器内圧力指示値及び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>⑨^b <u>当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部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>⑩^b <u>当直副長は, 原子炉格納容器内の圧力を継続監視し, RHR PCV スプレイ連絡ライン流</u></p>	<p>Wスプレイから S/C スプレイへ切り替える</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ㉑の相違 ・体制, 運用の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 島根 2号炉は, ポンプ起動後に弁操作を実施 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ㉓の相違 ・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉔, ㉕の相違 ・体制及び設備の相違 【東海第二】 ㉖の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉗の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 緊急時対策本部への報告を実施 ・体制の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</p> <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格納容器内の減圧及び除熱開始まで約 90 分で可能である。</u></p>	<p>適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。</p> <p><u>また、状況により代替循環冷却系 A 系注入弁及び代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁を全閉、代替循環冷却系 A 系テスト弁を全開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサブプレッション・プールの除熱へ切り替える。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.5)</p> <p>(c) 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、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格納容器内の減圧及び除熱開始まで 41 分以内で可能である。</u></p> <p>なお、<u>代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4 分以内</u> ・<u>緊急用海水ポンプ使用の場合：24 分以内</u> ・<u>代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370 分以内*5</u> 	<p>量調節弁にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.5)</p> <p>iii 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>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を実施する場合</u> <u>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、1 時間 5 分以内で可能である。</u> ・<u>原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合</u> <u>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、45 分以内で可能である。</u> 	<p>⑯の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、D / W スプレイにより、原子炉格納容器下部へ注水しているため、S / C スプレイへの切替えはしない ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について記載 ・体制及び運用相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、注水先により想定時間が異なるため、注水先に応じて想定時間を記載 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の S A 電源切替盤による電源切替え操作は、現場にて実施 ・記載表現の相違 【東海第二】 残留熱代替除去系の起動に必要な冷却水の確保手順は、(b) 残留熱代替除去系使用時にお

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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 1.7.3-9)</p>	<p>※5: <u>代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの現場操作は, 重大事故等対応要員 8名にて実施した場合の所要時間を示す。</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 1.7.4-2(1))</p>	<p>ける原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 島根 2号炉の SA 電源切替盤による電源切替え操作は, 現場にて実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根 2号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) <u>代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために<u>代替循環冷却系の運転を実施する場合、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器(B)及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内酸素濃度(CAMS)へ供給する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合※1 において、<u>代替循環冷却系設備を使用する場合。</u></p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>iii. <u>操作手順</u></p> <p><u>代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1 図に、概要図を第1.7.21 図に、タイムチャートを第1.7.22 図に示す。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの手順については、「1.5.2.2(1)a.代替原子炉補機冷却水系に</u></p>		<p>(b) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器(B)へ供給する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2: <u>常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u></p> <p><u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-3 図、第1.7-4 図に、概要図を第1.7-19 図に、タイムチャートを第1.7-20 図に示す。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」に記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱後、原子炉格納容器内への窒素ガス供給を行う</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、格納容器除熱と原子炉注水の優先順位を記載</p> <p>・記載表現の相違</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>による補機冷却水確保」の操作手順と同様である。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニットの配備及び主配管(可搬型)の接続を依頼する。</p> <p>③現場運転員 C 及び D は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保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、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保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、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の中央制御室側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第</p>		<p>(i) 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</p> <p>ア. 運転員操作</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。</p> <p>③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合 中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保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>島根 2 号炉は、移動式熱交換設備及び大型送水ポンプ車の手順について、(ii)緊急時対策要員操作にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、C / C 一次側にて切替え可能な設備を設置</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の中央制</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>1.7.21 図参照</u>)</p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、<u>代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.7.21 図参照)</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保のための熱交換器ユニットの配備及び主配管(可搬型)の接続完了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。</u></p> <p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑨緊急時対策要員は、<u>熱交換器ユニット内の代替原子炉補機冷却水ポンプを起動し、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給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。</u></p>		<p>⑤現場運転員 B 及び C は、<u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.7-19 図参照)</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備並びにホースの接続完了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。</u></p> <p>⑦当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給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。</u></p> <p>⑨当直副長は<u>運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A は、<u>B-RHR 熱交換冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-19図参照)</u></p> <p>イ. <u>緊急時対策要員操作(原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保及び原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保手順は、⑦～⑨以外同様)</u></p> <p>①緊急時対策要員は、<u>緊急時対策本部から第</u></p>	<p>御室運転員による操作対象弁は、冷却水の流量調整に使用する弁であり、冷却水供給開始時(操作手順⑩)に操作</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の中央制御室運転員による操作対象弁は、冷却水の流量調整に使用する弁であり、冷却水供給開始時に操作</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、緊急時対策要員操作(移動式熱交換設備及び大型</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>1 保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。</u></p> <p><u>③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。</u></p> <p><u>⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。</u></p> <p><u>⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。</u></p> <p><u>⑦^a原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u> <u>緊急時対策要員は、原子炉補機冷却系による非管理区域側系統構成を実施する。</u> <u>(第1.7-19図参照)</u></p> <p><u>⑧^a原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u> <u>緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式熱交換設備の淡水側の水張りのためAHEF B-西側供給配管止め弁の開操作を行う。</u></p> <p><u>⑧^b原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u> <u>緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのためAHEF B-供給配管止め弁の開操作を行う。</u></p> <p><u>⑨^a原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u> <u>緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及びAHEF B-西側戻</u></p>	<p>送水ポンプ車の手順)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>り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。</p> <p>⑨^b原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及びAHEF B-戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。</p> <p>⑪緊急時対策要員はガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。</p> <p>(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（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）</p> <p>ア. 運転員操作</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。</p> <p>③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合 中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 現場運転員B及びCは、SA電源切替盤</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>にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保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現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。 (第1.7-19図参照)</p> <p>⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了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>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給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>⑨当直副長は運転員に原子炉代替補機冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-19図参照)</p> <p>イ. 緊急時対策要員操作</p> <p>①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。</p> <p>②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。</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>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)、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 13 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで<u>約 115 分</u>、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで<u>約 540 分</u>で可能である。</p>		<p>③緊急時対策要員は、<u>大型送水ポンプ車等を第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>ホースの敷設及び接続を行う。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>中央制御室運転員 A と連絡を密にし、RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁、AHEF B-西側供給配管止め弁及び AHEF B-西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。</u></p> <p>⑨緊急時対策要員は、<u>大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。</u> ・<u>原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他の</u> 	<p>備考</p> <p>・体制及び運用の相違【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>なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。</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。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.5.3-13)</p>		<p>テロリズムによる影響がある場合)、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.7.4-2(2), (3))</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>被ばく評価結果の相違</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. <u>格納容器内 pH 制御</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、<u>サプレッション・チェンバ・プール水が酸性化する</u>。サプレッション・チェンバ・プール水が酸性化すると、サプレッション・チェンバ・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、<u>復水移送ポンプ吸込配管に薬液(水酸化ナトリウム)を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、サプレッション・チェンバ・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1 <u>において、復水補給水系が使用可能な場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>格納容器内 pH 制御</u>の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.23図に、タイムチャートを第1.7.24図に示す。</p>	<p>c. <u>サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッション・プール水が酸性化する。サプレッション・プール水が酸性化すると、サプレッション・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために、<u>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)のスプレイヘッド(サプレッション・チェンバ側)からサプレッション・チェンバ内に薬液(水酸化ナトリウム)を注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>サプレッション・プール水 pH 制御装置が使用可能な場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合</u>、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源(薬液タンク)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入</u>手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-16図に、タイムチャー</p>	<p>c. <u>サプレッション・プール水 pH 制御</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、<u>サプレッション・プール水が酸性化する</u>。サプレッション・プール水が酸性化すると、サプレッション・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、<u>サプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液(水酸化ナトリウム)を注入し、サプレッション・チェンバ内に注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において<u>サプレッション・プール水 pH 制御系が使用可能な場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合</u>、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源(薬液タンク)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>サプレッション・プール水 pH 制御</u>の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-21図に、タイムチャートを第1.7-22図に示</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】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、窒素ガスボンベ圧力により薬液を注入するため、ポンプ等は不要(以下、㊸の相違)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㊸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<u>復水補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器内pH制御のため、薬液注入の開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、<u>復水移送ポンプが運転中であることを確認し、S/P スプレイの系統構成のため残留熱除去系S/P スプレイ注入隔離弁(B)を全開にする。</u></p> <p>③現場運転員C及びDは、<u>廃棄物処理建屋地上2階レイダウンエリア(管理区域)にて、薬液タンク水位指示値により薬液量が必要量以上確保されていることを確認し、当直副長に報告する。また、復水移送ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。</u></p> <p>④現場運転員C及びDは、<u>薬液注入の系統構成のため、復水移送ポンプ吸込配管注入弁を全開にする。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>薬液注入準備完了を確認した後、復水補給水系流量(RHRB系代替注水流量)指示値が規定値となるように残留熱除去系洗浄水弁(B)を調整開し、S/P スプレイを開始する。S/P スプレイの開始を当直副長に報告するとともに、現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。</u></p> <p>⑥現場運転員C及びDは、<u>S/P スプレイが開始された</u></p>	<p>トを第1.7-17図に示す。</p> <p>①<u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入の開始を指示する。</u></p> <p>②<u>運転員等は中央制御室にて、サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>③<u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁及び残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁の全閉を確認する。</u></p> <p>④<u>運転員等は中央制御室にて、弁駆動用窒素供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤<u>発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作を指示する。</u></p>	<p>す。</p> <p>①<u>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サブプレッション・プール水pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>中央制御室運転員Aは、サブプレッション・プール水pH制御に必要な電磁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、A-RHRトールスプレイ弁の全閉を確認する。</u></p> <p>④<u>中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑤<u>中央制御室運転員Aは、PHC空気供給電磁弁の全開操作を実施し、薬液注入準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑥<u>当直副長は、中央制御室運転員に薬液注入操作を指示する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、必要な電源が確保されていることを確認</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④, ⑲の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩, ⑲の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑲の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④, ⑲の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、当直副長が注入開始を指示</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑯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>ことを中央制御室運転員 A 及び B に確認し、薬液の復水貯蔵槽への混入を防止するため復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、<u>薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウンエリア(管理区域)にて、薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</u></p> <p>⑧現場運転員 C 及び D は、<u>廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウンエリア(管理区域)にて、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</u></p>	<p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>圧送用窒素供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力の上昇を確認する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>薬液注入窒素作動弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを薬液タンク液位指示値の低下により確認する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク液位にて確認後、薬液注入窒素作動弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止したことを発電長に報告する。</u></p>	<p>⑦中央制御室運転員 A は、<u>PHC A-窒素ガス供給弁又は PHC B-窒素ガス供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力の上昇を確認する。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、<u>PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁及び PHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁を全開操作し、薬液注入が開始されたことを重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A は、<u>重大事故操作盤にて規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁及び PHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁の全閉操作を実施し、薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 ⑩、⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>柏崎 6/7 は、系統構成時（操作手順④）にて配管注入弁を開操作し、薬液注入前にタンク出口弁を開操作しているが、島根 2号炉は薬液タンクを加圧し、タンク出口弁 2 弁を注入時に開操作する。</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成（島根 2号炉：直列、東海第二：並列）に伴う操作弁数の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>柏崎 6/7 は、タンク出口弁閉操作後、タンク出口弁を再度開操作（操作手順⑬）し、D / W への薬剤注入を行う。島根 2号炉は、 d. ドライウェル p H</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>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、S/P スプレイから D/W スプレイに切替えることを当直副長に報告するとともに、現場運転員 C 及び D へ連絡する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) の全開操作後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) の全開操作を実施する。</p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B) の全閉操作を実施する。</p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、S/P スプレイから D/W スプレイに切替えが完了したことを、当直副長に報告するとともに現場運転員 C 及び D へ薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑬現場運転員 C 及び D は、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウンエリア (管理区域) にて、薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</p> <p>⑭現場運転員 C 及び D は、廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウンエリア (管理区域) にて、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</p> <p>⑮中央制御室運転員 A 及び B は、D/W スプレイから原子炉格納容器下部への注水に切替えることを当直副長に報告するとともに、現場運転員 C 及び D へ連絡する。</p> <p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉格納容器下部</p>			<p>制御にて D/W の pH 制御を行うため、タンク出口弁 2 弁を閉操作する</p> <p>【東海第二】 配管構成 (島根 2 号炉：直列、東海第二：並列) に伴う操作弁数の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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>への注水の系統構成のため、下部ドライウェル注水ライン隔離弁を全開とする。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)指示値が規定値となるように下部ドライウェル注水流量調節弁を調整開し、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>⑱中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(B)、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)の全閉操作を実施する。</p> <p>⑲中央制御室運転員 A 及び B は、D/W スプレイから原子炉格納容器下部への注水に切替えが完了したことを、当直副長に報告するとともに現場運転員 C 及び D へ薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑳現場運転員 C 及び D は、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し、薬液注入が開始されたことを廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア(管理区域)にて、薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</p> <p>㉑現場運転員 C 及び D は、廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア(管理区域)にて、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</p> <p>㉒現場運転員 C 及び D は、復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁の全閉操作を実施する。</p> <p>㉓中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部水位にて+2m(総注水量 180m3)となったら下部ドライウェル注水流量調節弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全閉操作を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)及び現場運転員 2 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから<u>格納容器内 pH 制御のための薬液注入開始までの所要時間は以下のとおり。</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</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水 pH 制御のための薬液注入開始まで<u>15 分以内</u>で可能である。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員 <u>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サプレッション・プール水 pH 制御のための薬液注入開始まで <u>20 分以内</u>で可能である。</p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑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>・原子炉格納容器内へのスプレイ(S/P)による薬液注入開始まで約30分で可能である。</p> <p>・原子炉格納容器内へのスプレイ(D/W)による薬液注入開始まで約65分で可能である。</p> <p>・原子炉格納容器下部への注水による薬液注入開始まで約100分で可能である。</p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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 1.7.3-10)</p>		<p>(添付資料 1.7.4-3)</p> <p>d. <u>ドライウェルpH制御</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、原子炉格納容器内雰囲気酸性化する。原子炉格納容器内雰囲気が酸性化すると、原子炉格納容器内雰囲気に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。</u></p> <p><u>格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、pH制御されたサブプレッション・プール水を残留熱代替除去系を使用し、原子炉格納容器内へ注入することで、原子炉格納容器内雰囲気の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合*1において格納容器フィルタベントを実施すると判断した場合*2</u></p> <p><u>※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【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>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 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>※2：残留熱代替除去系による格納容器除熱が実施できない場合で格納容器フィルタベント実施に移行した場合</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>ドライウエルpH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フロー図を第1.7-3図及び第1.7-4図に、概要図を第1.7-23図に、タイムチャートを第1.7-24図に示す。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエルpH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②中央制御室運転員Aは、サプレッション・プール水pH制御が完了していることを薬液タンク水位指示値により確認する。</u></p> <p><u>③^a非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤にて、ドライウエルpH制御に必要なB-熱交バイパス弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、ドライウエルpH制御に必要な電動弁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> <u>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にて確認する。</u></p> <p><u>③^b非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合</u> <u>現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、ドライウエルpH制御に必要なB-熱交バイパス弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員Aは、ドライウエルpH制御に必要な電動弁の電源が確保されている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にて確認する。</u></p> <p><u>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。</u></p> <p>⑤<u>中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉, RHR R HARライン入口止め弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ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、残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑦<u>当直副長は、運転員に残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御開始を指示する。</u></p> <p>⑧<u>中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、R HARライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。</u></p> <p>⑨<u>中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱代替除去系によるドライウエルpH制御開始まで45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。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1.7.4-4)</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>による原子炉格納容器への窒素ガス供給</p> <p>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>原子炉格納容器内の除熱を開始した場合※2。</u></p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は<u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: <u>格納容器ベントによる原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.7.25図に、タイムチャートを第1.7.26図に示す。</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。</u></p>	<p>(d) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p><u>格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス(窒素)で置換する。</u></p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p><u>格納容器ベント停止可能※1と判断した場合。</u></p> <p>※1: <u>残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p><u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図に示す。</u></p>	<p>e. <u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器への窒素ガス供給</p> <p><u>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、<u>格納容器ベント移行条件※2に達した場合。</u></p> <p>※1: <u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は<u>格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: <u>格納容器内の圧力が640kPa [gage]に到達した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.7-25図に、タイムチャートを第1.7-26図に示す。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、緊急時対策要員による操作</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>、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>の準備を依頼する。</p> <p>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>の準備を指示する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>を接続するための準備作業を実施する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋近傍に可搬型格納容器窒素供給設備</u>を移動させる。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>可燃性ガス濃度制御系配管に可搬型格納容器窒素供給設備</u>を接続する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換</u>を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入</u>をするための接続口を発電長に報告する。 <u>なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。</u></p> <p>③災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をS/C側用に1台、D/W側用に1台の準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備</u>を重大事故等対応要員に指示する。</p> <p>④重大事故等対応要員は、<u>可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。</u>また、<u>可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付</u></p>	<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>当直長を経由して、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備</u>を依頼する。</p> <p>②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に<u>可搬式窒素供給装置</u>の準備を指示する。</p> <p>③^a<u>窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合</u> 緊急時対策要員は、<u>原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。</u></p>	<p>のため、運転員による操作は不要（以下、⑩の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違 ・運用の相違 【東海第二】 <p>島根2号炉は、供給開始前に全ての窒素ガスを供給するための接続口にホースを接続するため、接続口の選択は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機より供給するため、電源車は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機より供給するため、電源車は不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、<u>可搬型大容量窒素供給装置を起動する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>窒素ガス供給ユニット D/W 側止め弁又は窒素ガス供給ユニット S/C 側止め弁を全開し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑨当直副長は、<u>サプレッション・チェンバ・プール水温度指示値が 104℃になる前に、中央制御室運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。</u></p>	<p><u>ける。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器 (S / C 側及びD / W 側) 内への不活性ガス (窒素) 注入をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑥災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器 (S / C 側及びD / W 側) 内への不活性ガス (窒素) 注入の開始を発電長に報告する。</u></p> <p>⑦災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器 (S / C 側及びD / W 側)</u></p>	<p>③^b<u>窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合</u> <u>緊急時対策要員は、原子炉建物西側 (屋外) に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。</u></p> <p>③^c<u>窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 (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、タービン建物北側 (屋外) に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑤当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、サプレッション・プール水温度指示値が 104℃になる前に、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう依頼する。また、緊急時対策本部は緊急時対策要員に窒素ガス供給を開始するよう指示する。</u></p>	<p>④の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉の接続口は、ホースを直接取り付けられる構造</p> <p>・運用の相違</p> <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備</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の可搬式窒素供給装置起動操作は、窒素ガス供給開始時 (操作手順⑦) にて実施</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の弁の全開操作は、窒素ガス供給開始時 (操作手順⑧) にて実施</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 原子炉格納容器への窒素ガス供給基準の相違及び実施判断者の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系入口第一、第二隔離弁又は可燃性ガス濃度制御系出口第一、第二隔離弁を全開し、窒素ガスを原子炉格納容器に供給する。</p>	<p>内への不活性ガス（窒素）注入の開始を重大事故等対応要員に指示する。</p> <p>⑧重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S / C側及びD / W側）の全開操作を実施し、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>⑥^a窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（D / W側）又はANI代替窒素供給ライン元弁（S / C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。</p> <p>⑥^b窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D / W側）又はANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S / C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。</p> <p>⑥^c窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（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） 緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D / W側）又はANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S / C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への</p>	<p>・体制及び設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩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 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 の可搬型大容量窒素供給装置の起動操作は、準備（操作手順⑦）にて実施</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順を整備</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉の「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」は、中長</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>⑨災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等に第一弁（S / C側又はD / W側）全閉による格納容器ベント停止を指示する。</p> <p>⑪運転員等は、第一弁（S / C側又はD / W側）の全閉操作を実施し、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、運転員等に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始を指示する。また、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制御^{*2}するように指示する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始した後、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制御する。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入によりドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑮発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、運転員等に第一弁（S / C側又はD / W側）の全開操作を指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、第一弁（S / C側又はD / W側）の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑰発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑱発電長は、可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力が低下したこ</p>	<p>窒素ガス供給を開始したことを報告する。</p> <p>⑦緊急時対策本部は、原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを当直長に報告する。</p>	<p>期的な手順であり、格納容器ベント停止を記載していない。なお、格納容器ベント停止操作について、「1.7.2.1 (1) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」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>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 16 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで<u>約 480 分</u>で可能である。</p>	<p><u>とを確認し、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。</u></p> <p>⑭<u>運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑮<u>発電長は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入の停止を災害対策本部長代理に依頼する。</u></p> <p>⑯<u>災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入の停止を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>⑰<u>重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁(S/C側及びD/W側)の全閉操作を実施し、原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入を停止した後、災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑱<u>災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入の停止を発電長に報告する。</u></p> <p>⑳<u>発電長は、運転員等に第一弁(S/C側又はD/W側)全閉による格納容器ベント停止を指示する。</u></p> <p>㉑<u>運転員等は中央制御室にて、第一弁(S/C側又はD/W側)の全閉操作を実施し、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。</u></p> <p>※2：<u>原子炉格納容器内の圧力が 245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が 150℃到達で原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作において、作業開始を判断してから原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換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><u>【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換の場合】</u></p> <p><u>・現場対応を重大事故等対応要員 6 名にて実施し</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始までの想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>・窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳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>なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>た場合、<u>135分以内で可能である。</u></p> <p>【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、<u>115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。また、<u>窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。</u>車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p>(添付資料1.7.4)</p>	<p>・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、<u>2時間以内で可能である。</u></p> <p>・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（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>6時間40分以内で可能である。</u></p> <p><u>なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。</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>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する。</p> <p>(添付資料1.7.4-5)</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッション・チェンバ・プール水</u>以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、<u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u>が上昇するが、<u>外部水源注水制限値</u>に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を<u>620kPa[gage]</u>以下に抑制できる見込みがなくなることから、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが<u>原子炉建屋</u>に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する場合は、プル</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッション・チェンバ</u>以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッション・プール水位が上昇するが、サプレッション・プール水位指示値が<u>通常水位+6.5m</u>に到達した場合は、<u>サプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が<u>原子炉建屋原子炉棟</u>に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度、原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋原子炉棟内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。</u></p> <p><u>第一弁(S/C側又はD/W側)を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、遠隔人力操作機構による現場操作(二次格納施設外)を実施する。</u></p> <p><u>第二弁及び第二弁バイパス弁を操作する第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断し、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する。</u>また、格納容器ベントを</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は、サプレッション・チェンバ</u>以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッション・プール水位が上昇するが、<u>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3m</u>に到達した場合は、<u>このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]</u>以下に抑制できる見込みがなくなることから、<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが<u>原子炉建物原子炉棟</u>に漏えいする可能性があることから、<u>原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建物原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建物原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用する場合は、</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉(Mark-I改)と柏崎6/7 (ABWR)の最高使用圧力の相違</p> <p>・運用の相違 【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>ームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、二次隔離弁については、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行うとともに原子炉建屋原子炉区域の系統構成は事前に着手する。</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>[原子炉建屋原子炉区域の系統構成]</u></p> <p>全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合。</p> <p><u>[格納容器ベント準備]</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合※2。</p> <p>※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で</p>	<p>施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し、プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置(待避室)により継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、第一弁を閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、フィルタ装置出口弁については、第一弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、全交流動力電源喪失時の場合に残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合※2。</p> <p>※1: 格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又</p>	<p>プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウェル出口隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウェル出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</p> <p>i 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器ベント移行条件※2に達した場合。</p> <p>※1: 格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS)</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【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、ベント停止に必要な各パラメータの基準値を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、管理区域内での系統構成不要(以下、③の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ベント準備基準の相違</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>原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.27図に、タイムチャートを第1.7.28図及び第1.7.29図に示す。</p> <p>[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑭以外は同様)]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉建屋原子炉区域の系統構成を現場運転員に指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁の全閉操作を実施する。</p> <p>③当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェン</p>	<p>はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要図を第1.7-18図に、タイムチャートを第1.7-19図に示す。</p> <p>【S/C側ベントの場合(D/W側ベントの場合、手順⑦以外は同様。)。】</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、格納容器圧力逃がし装置によるS/C側からの格納容器ベントの準備を開始するよ</p>	<p>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。</p> <p>ii 操作手順</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-27図に、タイムチャートを第1.7-28図及び第1.7-29図に示す。</p> <p>[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合、手順⑫以外は同様)]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるW/W側からの</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ⑮の相違</p> <p>・運用の相違 ベント準備基準の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ㉑の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>バ・プール水位外部水源注水制限(ベントライン-1m)以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置により W/W 側から格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する(原子炉格納容器内の水位がサブプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合は D/W 側からの格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する)。</p> <p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント前の系統構成として非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉を確認する。</p> <p>⑧現場運転員 C 及び D は、フィルタベント大気放出ラインドレン弁を全閉、水素バイパスライン止め弁を全開とする。また、耐圧強化ベント弁の全閉を遠隔手動弁操作設備の開度指示にて確認し、二次隔離弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開(流路面積約 50%開)とする。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開(流路面積約 50%開)とする。</p>	<p>う運転員等に指示する (S/C 側からの格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する。)</p> <p>④発電長は、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器ベント前の系統構成として、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</p> <p>⑦^a S/C 側ベントの場合 運転員等は原子炉建屋付属棟にて、第一弁 (S/C 側) を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。</p> <p>⑦^b D/W 側ベントの場合 第一弁 (S/C 側) が開できない場合は、運転員等は原子炉建屋付属棟にて、第一弁 (D/W 側) を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。</p>	<p>格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する (W/W 側からの格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>③中央制御室運転員 A は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント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中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、格納容器ベント前の系統構成として SGT NGC 連絡ライン隔離弁、SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁、SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC 常用空調換気入口隔離弁、NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及び SGT FCVS 第 1 ベントフィルタ入口弁の全開を確認する。</p> <p>⑥現場運転員 B 及び C は、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。NGC 非常用ガス処理入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。</p>	<p>⑯の相違 ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、ベント実施基準を記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため起動時に水張り不要</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉も柏崎 6/7 と同様に、FCVS 排気ラインドレン排出弁をベント実施前に全閉する必要があるが、当該操作は、「(d) 格納容器フィルタベン</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>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑬当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p>	<p>⑧運転員等は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベント準備完了を<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>⑨発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベント準備完了を<u>災害対策本部長代理</u>に報告する。</p> <p>⑩発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントの開始を<u>災害対策本部長代理</u>に報告する。</p> <p>⑪発電長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員等に格納容器ベント開始を指示する。</p>	<p>⑦中央制御室運転員 A は、<u>格納容器フィルタベント系</u>による格納容器ベント準備完了を<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系</u>による格納容器ベント準備完了を<u>緊急時対策本部</u>に報告する。</p> <p>⑨当直副長は、<u>原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系</u>による格納容器ベントの開始を<u>緊急時対策本部</u>に報告する。</p> <p>⑪当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p>	<p>ト系停止後の窒素ガス「ページ」手順にて実施</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、水素バイパスラインに止め弁を設置していないため、操作不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、N G C 非常用ガス処理入口隔離弁（二次隔離弁）を全開</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑱の相違 ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑰の相違 ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑲の相違 ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑲の相違 ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、ベント準備完了後、パラメータ等を緊急時対策本部へ報告</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑲の相違 ・体制の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑲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>・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した場合。</u></p> <p>・原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が <u>2.2vol%</u>に到達した場合。</p> <p>⑭^a W/W ベントの場合 現場運転員 C 及び D は、<u>一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)</u>を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑭^b D/W ベントの場合 現場運転員 C 及び D は、<u>一次隔離弁(ドライウエル側)</u>を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベント操作を開始する。</p> <p>⑮中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントが開始されたことを、<u>格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u>また、当直長は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、<u>FCVS 制御盤</u>にて</p>	<p>・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、<u>サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合。</u></p> <p>・原子炉建屋水素濃度指示値が<u>2.0vol%</u>に到達した場合。</p> <p>⑫重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、<u>第二弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</u>第二弁の開操作ができない場合は、<u>第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</u></p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。</u>また、発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、<u>サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3mに到達した場合。</u></p> <p>・原子炉建物原子炉棟の水素濃度指示値が <u>2.5vol%</u>に到達した場合。</p> <p>⑫^a W/W ベントの場合 現場運転員 B 及び C は、<u>NGC N2 トーラス出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。</u></p> <p>⑫^b D/W ベントの場合 現場運転員 B 及び C は、<u>NGC N2 ドライウエル出口隔離弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。</u></p> <p>⑬中央制御室運転員 A は、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u>また、当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。</u></p> <p>⑭中央制御室運転員 A は、<u>重大事故操作盤</u>にて第</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ②, ⑱の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑲の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ベントが開始されたことを格納容器水素/酸素濃度、スクラバ容器圧力及びベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) で確認</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・記載方針の相違</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>フィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、<u>フィルタ装置</u>の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、<u>一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)</u>を全閉するよう現場運転員に指示する。</p> <p>⑱現場運転員 C 及び D は、<u>遠隔手動弁操作設備により一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)</u>の全閉操作を実施する。</p> <p>⑲中央制御室運転員 A 及び B は、<u>一次隔離弁</u>を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合</p>	<p>⑭運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、<u>格納容器ベント停止判断</u>をする。</p> <p>⑮運転員等は原子炉建屋付属棟にて、<u>遠隔人力操作機構</u>により第一弁 (S/C側又はD/W側)の全閉操作を実施する。</p>	<p>1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、<u>水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑰当直副長は、<u>格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。</u></p> <p>⑱中央制御室運転員Aは、<u>NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁</u>の全閉操作を実施し、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。</u></p> <p>⑲当直副長は、<u>NGC N2トールス出口隔離弁又はNGC N2ドライウエル出口隔離弁</u>を全閉後、<u>原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系</u></p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器ベント実施後のスクラバ容器水位の監視に関する手順を記載 ・運用の相違</p> <p>【東海第二】 ⑭の相違 ・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器ベント停止時の指揮・命令系統を記載 ・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント停止に必要な各パラメータの基準値を記載 ・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉 (Mark-I改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、除熱機能が1系統回復した状態においては、ベント弁電源も復旧しているため、中央制御室からの遠隔操作にて一次隔離弁を全閉 ・記載方針の相違</p> <p>【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>は、<u>二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉するよう現場運転員に指示する。</u></p> <p><u>⑳現場運転員 C 及び D は、遠隔手動弁操作設備により二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)及び現場運転員 4 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約 75 分で可能である。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場からの第一弁 (S/C側) 操作の場合</u> <u>現場対応を運転員等 (当直運転員) 3名にて作業を実施した場合、125分以内で可能である。</u> ・<u>現場からの第一弁 (D/W側) 操作の場合</u> <u>現場対応を運転員等 (当直運転員) 3名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</u> <p><u>また、格納容器ベント準備開始を判断してから第二弁操作室までの移動は45分以内で可能である。</u></p> <p><u>第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化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> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化</u> <u>現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、4分以内で可能である。</u> 	<p><u>統回復する等、より安定的な状態になった場合は、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。</u></p> <p><u>⑱中央制御室運転員Aは、NGC非常用ガス処理入口隔離弁又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>iii 操作の成立性</p> <p><u>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場からのNGC非常用ガス処理入口隔離弁操作の場合</u> <u>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、1時間20分以内で可能である。</u> 	<p>炉格納容器ベント停止時の指揮・命令系統を記載</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器ベント停止後に更に安定した状態になった場合の手順を記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器ベント準備とベント開始を分けて記載 ・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違 ・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑳の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑱の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ②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>遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減して</p>	<p>格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント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>・現場操作（第二弁）遠隔操作不可の場合</p> <p>現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、30分以内で可能である。</p> <p>【S/C側ベント】</p> <p>サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（S/C側）操作を現場にて実施した場合、125分以内で可能である。また、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名、重大事故等対応要員3名、総所要時間：155分以内）</p> <p>【D/W側ベント】</p> <p>サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（D/W側）操作を現場にて実施した場合、140分以内で可能である。また、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名、重大事故等対応要員3名、総所要時間：170分以内）</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>遠隔人力操作機構については、速やかに操作ができるように、汎用電動工具（電動ドライバ）を操作場所近傍に配備する。</p>	<p>格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p>・現場からのNGC N2 トーラス出口隔離弁操作の場合</p> <p>現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。</p> <p>・現場からのNGC N2 ドライウェル出口隔離弁操作の場合</p> <p>現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。</p> <p>【W/Wベントの場合】</p> <p>格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2 トーラス出口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、総想定時間：2時間50分以内）</p> <p>【D/Wベントの場合】</p> <p>格納容器ベント移行条件到達後、NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、NGC N2 ドライウェル出口隔離弁操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、総想定時間：2時間50分以内）</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>遠隔手動弁操作機構の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑱の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑳の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、遠隔</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>いる。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。</u></p> <p>また、作業エリアには<u>バッテリー内蔵型LED照明</u>を配備しており、<u>建屋内常用照明消灯時</u>における作業性を確保しているが、<u>ヘッドライト及び懐中電灯</u>をバックアップとして携行する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.7.3-1)</p> <p>(c) <u>フィルタ装置水位調整(水張り)</u></p> <p><u>フィルタ装置</u>の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、<u>フィルタ装置補給水ライン</u>から<u>フィルタ装置</u>へ水張りを実施する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(c)<u>フィルタ装置水位調整(水張り)</u>」の操作手順と同様である。</p>	<p>また、作業エリアには<u>蓄電池内蔵型照明</u>を配備しており、<u>建屋内常用照明消灯時</u>における作業性を確保しているが、<u>ヘッドライト及びLEDライト</u>をバックアップとして携行する。</p> <p>(b) <u>第二弁操作室の正圧化</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する際に、<u>第二弁操作室</u>を<u>第二弁操作室空気ボンベユニット</u>により加圧し、<u>第二弁操作室の居住性を確保する。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)b.(b)<u>第二弁操作室の正圧化</u>」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u></p> <p><u>フィルタ装置</u>の水位が<u>待機時水位下限</u>である2,530mmを下回り下限水位である1,325mmに到達する前までに、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>代替淡水貯槽</u>又は<u>淡水タンク</u>を水源とした<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>又は<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により<u>フィルタ装置</u>へ水張りを実施する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)b.(c)<u>フィルタ装置スクラビング水補給</u>」の操作手順と同様である。</p>	<p>また、作業エリアには<u>電源内蔵型照明</u>を配備しており、<u>建物内常用照明消灯時</u>における作業性を確保しているが、<u>ヘッドライト及び懐中電灯</u>をバックアップとして携行する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.7.4-1(2), 添付資料1.7.7)</p> <p>(b) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)</u></p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u>の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、<u>輪谷貯水槽(西1)</u>又は<u>輪谷貯水槽(西2)</u>を水源とした<u>大量送水車</u>により<u>第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ライン</u>から<u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u>へ水張りを実施する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(b)<u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)</u>」の操作手順と同様である。</p>	<p>手動弁操作機構の操作時における作業員の被ばく評価結果より、遮蔽材は不要</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について記載</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、重大事故対策の成立性及びベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価に関する添付資料と紐付け</p> <p>・運用の相違</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>る。</p> <p>(d) <u>フィルタ装置水位調整(水抜き)</u></p> <p>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。</p> <p>ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(d)フィルタ装置水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。</p> <p>(e) <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ</u></p> <p>格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーージを実施する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(e)格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ」の操作手順と同様である。</p>	<p>である。</p> <p>(e) <u>フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p>格納容器ベントを実施した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を經由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス(窒素)で置換する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)b.(e)フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換」の操作手順と同様である。</p> <p>(f) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u></p> <p>水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送する。</p>	<p>り)」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)</u></p> <p>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。</p> <p>ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(c)第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)」の操作手順と同様である。</p> <p>(d) <u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ</u></p> <p>格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーージを実施する。</p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(d)格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ」の操作手順と同様である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間はスクラバ容器水位調整(水抜き)不要なため、自主対策として整備 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の金属フィルタは解析上閉塞しないことを確認しており、差圧計は設置不要 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、スクラバ容器水位調整(水抜き)に電動弁を使用 ・運用の相違 【東海第二】 ⑳の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉の水の放射線分解により発生す

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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>(f) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u> <u>フィルタ装置水位調整(水抜き)によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (f) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u>」の操作手順と同様である。</p>	<p><u>移送ポンプの電源は、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から受電可能である。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (f) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u>」の操作手順と同様である。</p> <p>(d) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p><u>格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス(窒素)</u></p>	<p>(e) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整</u> <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u> <u>ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) a. (e) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整</u>」の操作手順と同様である。</p> <p>b. <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u> <u>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</u></p>	<p>る水素のフィルタ装置内への蓄積防止は、必要に応じて窒素ガスパーージ (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ) を行うことで対応。また、最終的なスクラビング水移送は、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合わせて、薬液を補給</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、薬液の均一化のため、循環運転を行うため、ポンプ・電動弁の受電を実施</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、全交</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) <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u> <u>格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置の水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (b) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(g) <u>ドレン移送ライン窒素ガスパージ</u> <u>フィルタ装置水位調整(水抜き)後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (g) ドレン移送ライン窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(h) <u>ドレンタンク水抜き</u> <u>ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (h) ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。</u></p>	<p>で置換する。 <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換」の操作手順と同様である。</u></p>	<p><u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」の操作手順と同様である。</u></p>	<p>流動力電源喪失時の格納容器への窒素ガス供給について記載</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため起動時に水張り不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水状態であるため、窒素ガスによる不活性化は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>代替循環冷却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</u>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><u>残留熱除去系又は代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による減圧及び除熱の手順</u>については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>水源から接続口までの<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)</u>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><u>復水移送ポンプ</u>、電動弁、中央制御室監視計器類への電源供給手順及び代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>残留熱除去系海水系、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</u>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><u>残留熱除去系による減圧及び除熱手順</u>については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」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への<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>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>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>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>として使用する<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>として使用する<u>緊急用125V系蓄電池</u>又は<u>可搬型代替直流電源設備</u>として使用する<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>による<u>代替循環冷却系ポンプ</u>、<u>移送ポンプ</u>、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<u>常設代替高圧電源装置</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>及び<u>可搬型代替直流電源設備</u>として使用する<u>可搬</u></p>	<p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>残留熱代替除去系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順</u>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><u>残留熱除去系又は格納容器代替スプレイ系(常設/可搬型)による減圧及び除熱手順</u>については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度抑制手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建物内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)への水の補給手順並びに水源から接続口までの<u>大量送水車</u>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補給手順等」にて整備する。</p> <p><u>常設代替交流電源設備</u>として使用する<u>ガスタービン発電機</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>として使用する<u>高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ</u>、<u>ドレン移送ポンプ</u>、<u>電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順</u>並びに<u>常設代替交流電源設備</u>として使用する<u>ガスタービン発電機</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>として使用する<u>高圧発電機車</u>、<u>大量送水車</u>及び<u>可搬式窒素供給装置</u>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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備。東海第二は、常設の緊急用海水系を整備 ・記載表現の相違 【東海第2】 島根2号炉は、原子炉格納容器の破損防止に使用する格納容器代替スプレイ系についてもリンク先を記載 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可燃性ガス濃度制御系についてリンク先を記載 ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、フィルタベント系の窒素パ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7.30図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、格納容器ベント操作に備え、格納容器 pH 制御装置による薬液の注入を行う。</u></p> <p>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、<u>代替循環冷却系による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を実施する。</u></p> <p>また、<u>原子炉圧力容器の破損を判断した後に代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p>	<p>型代替低圧電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車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>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-20図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、<u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入を行うとともに、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の冷却を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行う。</u></p> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に優先し、内部水源である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p>	<p>操作の判断及び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>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-30図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合には、<u>サブプレッション・プール水 pH 制御系及び残留熱代替除去系によるドライウエル pH 制御を行う。</u>その後、<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び水位の監視を行い、格納容器ベントに備える。</u></p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、<u>残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系による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を実施する。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は、緊急時対策要員による操作対象弁が少な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>優先①：<u>原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保(操作対象弁 2 弁)</u></p> <p>優先②：<u>原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保(操作対象弁 4 弁)</u></p>	<p>ージを継続するため、燃料補給が必要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉の可搬式窒素供給装置の電源は、車載されている発電機により供給するため、可搬式窒素供給装置に給油。東海第二は窒素供給装置用電源車に給油</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>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系使用時の接続口選択の優先順位を記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントによる減圧を行う。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W/W を経由する経路を第一優先とする。W/W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由して<u>フィルタ装置</u>を通る経路を第二優先とする。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、<u>残留熱除去系</u>の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p>	<p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が上昇し、サブプレッション・プール水位指示値が<u>通常水位+6.5m</u>に到達した場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S / C を経由する経路を第一優先とする。S / C 側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D / W を経由して<u>フィルタ装置</u>を通る経路を第二優先とする。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、<u>残留熱除去系</u>の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する際の系統の選択は、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>による代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p><u>優先①：代替循環冷却系A系</u> <u>優先②：代替循環冷却系B系</u></p> <p>(添付資料1.7.6, 添付資料1.7.9)</p>	<p><u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、<u>外部水源を使用した原子炉格納容器へのスプレイ</u>を実施する。外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が上昇し、サブプレッション・プール水位指示値が<u>通常水位+約1.3m</u>に到達した場合は、外部水源を使用した格納容器代替スプレイ系を停止し、<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、<u>格納容器フィルタベント系</u>を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W / W を経由する経路を第一優先とする。W / W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D / W を経由して<u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u>を通る経路を第二優先とする。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、<u>残留熱除去系</u>の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p> <p>(添付資料 1.7.6, 添付資料 1.7.9)</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、外部水源を使用した原子炉格納容器へのスプレイに関する事項を記載</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を 1 系統設置し、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う設計</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、格納容器ベント操作及び炉心損傷、原子炉圧力容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>器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 <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う</p>

第1.7.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ウプチャージディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作機構 遠隔空気駆動弁操作用ポンプ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH制御設備 フィルタベント遮断機 配管遮断 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) 可搬型代替注水ポンプ (A-2機) ※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 「ドレン移送ラインNバージ」 「ドレンタンク水抜き」 防火水栓 ※3, ※6 淡水貯水庫 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント (フィルタベント) 使用 (S/O)」 「炉心損傷後PCVベント (フィルタベント) 使用 (D/W)」 多様なハード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整 (水張り)」 「フィルタベント水位調整 (水抜き)」 「フィルタ装置スクラバ水 pH調整」 「ドレン移送ラインNバージ」 「ドレンタンク水抜き」
			重大事故等対処設備 自主対策設備	

※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: 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。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: 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。
 ※6: 「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)

第1.7-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 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 サプレッション・チェンバ 代替淡水貯槽※2 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・サブプレッヘッダ 代替循環冷却系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3 可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	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
外部電源系及び非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) 第二弁操作室差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮断 配管遮断 第二弁操作室遮断 第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁) 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む) 真空破壊弁 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 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※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 淡水タンク※2	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 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。

第1.7-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第1ベントフィルタスクラバ容器 第1ベントフィルタ熱せオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬型窒素供給装置 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVSスクラバ容器水位調整」 原子炉災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽 (西1) ※1, ※2 輪谷貯水槽 (西2) ※1, ※2 ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車※1 ホース・接続口	自主対策設備
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」
		不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 ホース・接続口	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」 原子炉災害対策手順書 「可搬型窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」
		原子炉格納容器の負圧破損防止	可搬型窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系 配管・弁	自主対策設備 原子炉災害対策手順書 「可搬型窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」

※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」にて整備する。
 ※3: 「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)
 ※4: 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。

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

・記載表現の相違
 【東海第二】

島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)にて記載。東海第二は、現場操作, 不活性ガスによる系統内の置換及び原子炉格納容器負圧破損防止について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)にて記載

・記載表現の相違
 【柏崎6/7】

柏崎6/7は、現場操作, 不活性ガスによる系統内の置換及び原子炉格納容器負圧破損の防止について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/3)にて記載

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	従来移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2機) ※5 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレート・ポンプ 高圧中心注水系統配管・弁 復水補助水系統配管・弁 給水系統配管・弁・スパーシヤ 格納容器スプレイ・ヘッド ホース 原子炉圧力弁器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替炉内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備
		格納容器内圧制御	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ※1 格納容器上部注水系統 (常設) ※4 格納容器内圧制御設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」

※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: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。
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: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。
 ※6:「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 (錯誤)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	現場操作	遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 第二弁操作室圧計 第二弁操作室遮断 第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)	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) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 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) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		不活性ガス(窒素)による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 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) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 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) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
サプレッションによる薬液注入			薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンプ サプレッション・プール水pH制御装置 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド サプレッション・チェンバ 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) 「放出」 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。

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系※4 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 低圧原子炉代替注水系統 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力弁器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 代替炉内電気設備※3	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) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「R H A Rによる格納容器除熱」
			大量送水車 輪谷貯水槽 (西1) ※1, ※2 輪谷貯水槽 (西2) ※1, ※2	自主対策設備
		サプレッション水pH制御	残留熱除去系 配管 サプレッション・チェンバ サプレッション・プール水pH制御系	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-1」 AM設備別操作要領書 「S/P水pH制御」
			残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレート 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 代替炉内電気設備※3	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-2」

※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」にて整備する。
 ※3:「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 (錯誤)
 ※4: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。

・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】
 ①の相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、現場操作、不活性ガスによる系統内の置換及び原子炉格納容器負圧破損の防止について、対応手段、対処設備、手順書一覧(1/2)にて記載。東海第二は、代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱について、対応手段、対処設備、手順書一覧(1/2)にて記載

対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧防止	全交流動力電源	現象操作	遠隔予動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ポンプ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	
			可搬型空室供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後の N ₂ パージ」
			可搬型大容量空室供給装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	原子炉格納容器過圧防止設備の防止 自対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器空室供給設備による PCV 空室供給」

※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: 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。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: 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。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解説】1. b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、現場操作、不活性ガスによる系統内の置換及び原子炉格納容器負圧破損の防止について、対応手段、対処設備、手順書一覧(1/2)にて記載

第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器

第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

監視計器一覧 (2/10)

監視計器一覧 (1 / 6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/S 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント) 使用 (S/C)」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント) 使用 (D/W)」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の圧力	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水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度 (SA)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上 4 階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
	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 AM 用直流 125V 充電器整流器電圧

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
非常時運転操作手順書 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	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度
		電源	M/C C 電圧 P/C 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
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度		

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM 設備別操作要領書 「F C V S による格納容器ベント」	判断基準 操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度 (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水位		サブプレッション・プール水位 (SA)	
原子炉棟内の水素濃度		原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟 4 階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	
電源		C-メタタラ母線電圧 D-メタタラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタタラ電圧 SA ロードセンタ母線電圧	
原子炉格納容器内の放射線量率		A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	
原子炉棟内の水素濃度		原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟 4 階 ・原子炉建物原子炉棟 2 階 ・原子炉建物原子炉棟 1 階 ・原子炉建物原子炉棟地下 1 階	
原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位 (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・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)		
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
監視計器一覧 (2/7)																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="172 325 421 371">手順書</th> <th data-bbox="421 325 620 371">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="620 325 914 371">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="172 371 914 430">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> </tr> <tr> <td data-bbox="172 430 421 489">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」</td> <td data-bbox="421 430 620 489">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="620 430 914 489">格納容器内密閉気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="172 489 421 548">AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」</td> <td data-bbox="421 489 620 548">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="620 489 914 548">格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="421 548 620 648">原子炉建屋内の水素濃度</td> <td data-bbox="620 548 914 648">原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="421 648 620 707">原子炉格納容器内の水位</td> <td data-bbox="620 648 914 707">サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="421 707 620 766">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="620 707 914 766">格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="421 766 620 825">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="620 766 914 825">ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="421 825 620 865">補機監視機能</td> <td data-bbox="620 825 914 865">フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ</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)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内密閉気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (S/C)	AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位		原子炉格納容器内の圧力	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	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度		補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ			<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱について、監視計器一覧(1/6)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)																												
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																														
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内密閉気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内密閉気放射線レベル(B) (S/C)																												
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)																												
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階																												
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位																												
	原子炉格納容器内の圧力	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	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																												
	補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ																												

監視計器一覧 (3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内空気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内空気放射線レベル(S/C) 格納容器内空気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内空気放射線レベル(R) (S/C)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 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
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能 フィルタ装置水位 フィルタ装置金属フィルタ差圧
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 フィルタ装置ドレン移送流量
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN ₂ バージ」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH調整」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水位
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	判断基準	—
	操作	補機監視機能 ドレン移送ライン圧力
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能 ドレンタンク水位
	操作	補機監視機能 ドレンタンク水位 フィルタ装置ドレン移送流量

監視計器一覧 (4/10)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) フィルタ装置スクラビング水補給		
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位
	操作	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換		
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」	判断基準 補機監視機能	スクラバ容器水位
AM設備別操作要領書 「F C V S スクラバ容器水位調整」	操作 補機監視機能	スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V S 停止後のN ₂ バージ」	判断基準 補機監視機能	スクラバ容器水位
原子炉災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準 補機監視機能	スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V S 停止後のN ₂ バージ」	判断基準 補機監視機能	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
原子炉災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S A)
	操作	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)
	操作	補機監視機能 第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整		
AM設備別操作要領書 「F C V S スクラバ容器 pH調整」	判断基準 補機監視機能	—
	操作	スクラバ水 pH スクラバ容器水位

・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
・運用の相違
【柏崎6, 7】
島根2号炉のドレン移送ラインは常時満水保管のため、水張り及びベント後の不活性化は不要
・設備の相違
【柏崎6/7】
③の相違
・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、水位調整(水抜き)及びpH調整について、自主対策として整備
・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給について、監視計器一覧(4/6)にて記載。東海第二は、フィルタ装置内の不活性ガス置換について監視計器一覧(5/10)に記載

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 (5/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="955 321 1145 367">手順書</th> <th data-bbox="1145 321 1442 367">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1442 321 1700 367">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="955 367 1700 438"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 438 1145 648" rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 438 1199 480" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="1199 438 1700 485">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1442 438 1700 485">ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 485 1700 531">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1442 485 1700 531">格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 531 1700 577">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1442 531 1700 577">格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 648 1145 720" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 648 1199 690">操作</td> <td data-bbox="1199 648 1442 720">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1442 648 1700 720">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="955 720 1700 791"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 791 1145 858" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 791 1199 833">判断基準</td> <td data-bbox="1199 791 1442 858">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1442 791 1700 858">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1145 858 1199 900">操作</td> <td data-bbox="1199 858 1442 926">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1442 858 1700 926">フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度</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)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換			AM設備別操作手順書	判断基準	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	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度	AM設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送			AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度		<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、格納容器フィルタベント系の窒素ガスパージについて、監視計器一覧(2/6)にて記載</p> <p>・運用及び記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、スクラビング水移送を行うが、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理</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)																													
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換																															
AM設備別操作手順書	判断基準	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																												
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度																												
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度																												
AM設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度																												
	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送																														
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位																												
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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 (3/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="955 310 1142 357">手順書</th> <th data-bbox="1142 310 1430 357">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1430 310 1694 357">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="955 357 1694 430"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 430 1142 735" 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 data-bbox="1142 430 1202 735" rowspan="5" style="text-align: center;"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1202 430 1694 504"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 504 1694 550"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 550 1694 596"> 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 596 1694 642"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 642 1694 735"> 原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 735 1142 871" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1142 735 1202 871" rowspan="2" style="text-align: center;"> 操作 </td> <td data-bbox="1202 735 1694 808"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1202 808 1694 871"> 補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量 </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)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化			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	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度		操作	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位	補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量		<ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 ②の相違
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)																		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化																				
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	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																		
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																		
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力																		
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																		
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度																		
	操作	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																		
		補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量																		

監視計器一覧 (4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
非常時運転手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内空気放射線レベル (S/C) 格納容器内空気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内空気放射線レベル (C) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の圧力	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 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プールの水温度
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 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 (B) 出口冷却水温度
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位
	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)
操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)
	最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系統流量 (代替循環冷却) 復水補給水系統流量 (B/R A 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (B/R B 系代替注水流量) 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B) 出口冷却水温度
	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 (B) 吐出圧力 復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プールの水温度
	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量
	最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量
	水源の確保	サブプレッション・プール水位

監視計器一覧 (1/10)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
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	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 格納容器内空気放射線モニタ (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プールの水温度
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 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	緊急用メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 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)
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プールの水温度
	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量
	最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度
	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量
	水源の確保	サブプレッション・プール水位

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM 設備別操作要領書 「RAR による格納容器除熱」	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (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・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プールの水温度 (SA)
	最終ヒートシンクの確保	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	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	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 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プールの水温度 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 B-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出口温度
	補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量
	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

監視計器一覧 (5/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 e. 格納容器内 pH制御		
予放時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器への注水量 復水補給水流量 (BWR B系代替注水流量) 復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位 補機監視機能 薬液タンク水位 サブプレッション・プール水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 e. 可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給		
多様なハザード対応手順 「可搬式薬液供給装置によるPCV薬液供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内の温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度

監視計器一覧 (6/10)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 e. サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入		
非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・プール水位 補機監視機能 薬液タンク圧力 薬液タンク液位

監視計器一覧 (4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 e. サプレッション・プール水 pH制御		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「S/P水 pH制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	操作	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 薬液タンク水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 d. ドライウエル pH制御		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA) 最終ヒートシンクの確保 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 原子炉格納容器への注水量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 補機監視機能 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 e. 可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式薬液供給装置を使用した格納容器の薬液ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (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 サブプレッション・プール温度 (SA) 原子炉格納容器内の水素濃度 A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) 原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (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
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
①の相違
・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は、原子炉格納容器の不活性ガス置換について、監視計器一覧 (4/10) にて記載

監視計器一覧 (6/7)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVバント (フィルタバント使用 (S/C))」 「炉心損傷後PCVバント (フィルタバント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空間気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内空間気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内空間気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内空間気放射線レベル (B) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の圧力	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水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上1階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
	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 AM用直流125V 充電器兼蓄電池電圧E
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空間気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内空間気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内空間気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内空間気放射線レベル (B) (S/C)
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上1階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	
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 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	
補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ	

監視計器一覧 (7/10)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
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	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空間気放射線モニタ (D/W) 格納容器内空間気放射線モニタ (S/C)
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プールの温度
	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空間気放射線モニタ (D/W) 格納容器内空間気放射線モニタ (S/C)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プールの水位
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プールの温度
	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度

監視計器一覧 (5/6)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器バント」	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器内空間気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器内空間気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器内空間気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器内空間気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (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水位	サブプレッション・プールの水位 (SA)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟4階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
	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 SAロードセンタ母線電圧
	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器内空間気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器内空間気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器内空間気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器内空間気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟4階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟1階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プールの水位 (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・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プールの温度 (SA)	
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1バントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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 (8/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 317 1139 363">手順書</th> <th data-bbox="1139 317 1442 363">重大事故等の対応に 必要となる監視項目</th> <th data-bbox="1442 317 1700 363">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="952 363 1700 436"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第二弁操作室の正圧化 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 436 1139 758" rowspan="4"> 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 ΔM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1139 436 1196 758" rowspan="4"> 判 断 基 準 </td> <td data-bbox="1196 436 1442 520"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 520 1442 569"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 569 1442 625"> 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 625 1442 758"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 758 1139 863" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1139 758 1196 863" rowspan="2"> 操 作 </td> <td data-bbox="1196 758 1442 863"> 原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1196 863 1442 863"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 863 1139 863"></td> <td data-bbox="1139 863 1196 863"></td> <td data-bbox="1196 863 1442 863"> 補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量 </td> </tr> </tbody> </table>	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)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第二弁操作室の正圧化			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 ΔM設備別操作手順書	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位		操 作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位			補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量		<ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 ②の相違
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)																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第二弁操作室の正圧化																						
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 ΔM設備別操作手順書	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																				
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																				
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力																				
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																				
	操 作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度																				
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																				
		補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量																				

監視計器一覧 (7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(C) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補給冷却水系(A)系統流量 原子炉補給冷却水系(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
	操作	-
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	機械監視機能
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	機械監視機能
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	-
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN2バージ」	判断基準	-
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN2バージ」	判断基準	-
	操作	機械監視機能
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN2バージ」	判断基準	-
	操作	機械監視機能

監視計器一覧 (9/10)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (c) フィルタ装置スクラビング水補給		
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保
	操作	最終ヒートシンクの確保
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換		
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力
		原子炉格納容器内の温度
		原子炉格納容器内の水素濃度
	操作	原子炉格納容器内の圧力
		原子炉格納容器内の温度
		原子炉格納容器内の水素濃度

監視計器一覧 (6 / 6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
原子炉災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
原子炉災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器 フィルタバント系の窒素ガス置換」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整		
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能
原子炉災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器 の窒素ガス置換」	判断基準	補機監視機能
	操作	補機監視機能

・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
 ・運用の相違
【柏崎6, 7】
 島根2号炉のドレン移送ラインは常時満水保管のため、水張り及びベント後の不活性化は不要
 ・設備の相違
【柏崎6/7】
 ③の相違
 ・運用の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、水位調整(水抜き)及びpH調整について、自主対策として整備
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 東海第二は、可搬式窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス置換について、監視計器一覧(10/10)にて記載
【柏崎6/7】
 島根2号炉は、全交流動力電源喪失時の格納容器への窒素ガス供給について記載

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 (10/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="955 325 1145 371">手順書</th> <th data-bbox="1145 325 1448 371">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th colspan="2" data-bbox="1448 325 1703 371">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" data-bbox="955 371 1703 443"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 443 1145 653" rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 443 1199 581" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="1199 443 1448 489">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1448 443 1703 489">ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 489 1448 535">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1448 489 1703 535">格納容器内水素濃度 (S.A) 格納容器内水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1199 535 1448 581">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1448 535 1703 581">格納容器内酸素濃度 (S.A) 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 653 1145 863" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 653 1199 791" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="1199 653 1448 699">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1448 653 1703 699">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 699 1145 863" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 699 1199 791" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="1199 699 1448 791">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1448 699 1703 791">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="955 791 1145 863" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1145 791 1199 863" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="1199 791 1448 863">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1448 791 1703 863">フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度</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)		1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換				AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S.A) 格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S.A) 格納容器内酸素濃度	AM設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度	AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位	AM設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度		<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、格納容器フィルタベント系の窒素ガスパージについて、監視計器一覧(6/6)にて記載</p> <p>・運用及び記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、スクラビング水移送を行うが、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理</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)																													
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換																															
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																												
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S.A) 格納容器内水素濃度																												
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S.A) 格納容器内酸素濃度																												
AM設備別操作手順書	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度																												
		AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位																										
AM設備別操作手順書	操作			最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度																										

第 1.7.3 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
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 AM 用 MCC AM 用直流 125V
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 MCC C 系 AM 用 MCC 直流 125V B 系 AM 用直流 125V
	非常用ガス処理系弁	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
	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 AM 用 MCC
	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 1.7-3 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
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。)
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 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 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
	不活性ガス系 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 2D 系
	格納容器圧力逃がし装置 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 2D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤

第 1.7-3 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
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	置業ガス制御系弁	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
	非常用ガス処理系弁	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
	残留熱代替除去ポンプ	常設代替交流電源設備 SA-C/C
	残留熱代替除去系弁	常設代替交流電源設備 SA-C/C
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 C/C C 系 C/C D 系 SA-C/C
	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 C/C C 系 計測 C/C D 系

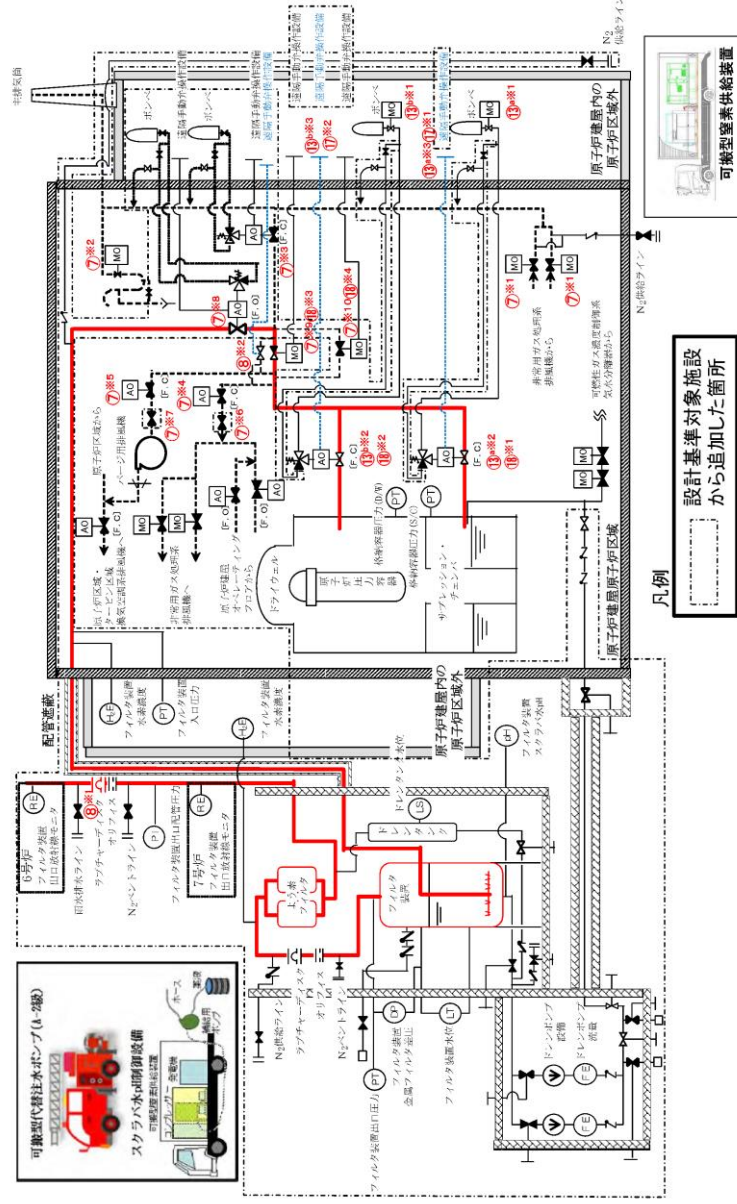
- ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
電源構成の相違及び
対応手段の相違による
給電対象設備の相違
- ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
④の相違

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="184 516 905 1491" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="192 1522 875 1606" data-label="Caption"> <p>第 1.7.1 図 SOP「PCV 制御」、SOP「R/B 制御」における 対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="973 640 1662 1554" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1676 588 1721 1627" data-label="Caption"> <p>第 1.7-2 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビヤクシデン) 「放出」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1795 556 2457 1669" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2448 819 2493 1417" data-label="Caption"> <p>第 1.7-1 図 SOP「放出」における対応フロー</p> </div>	<p>備考</p>

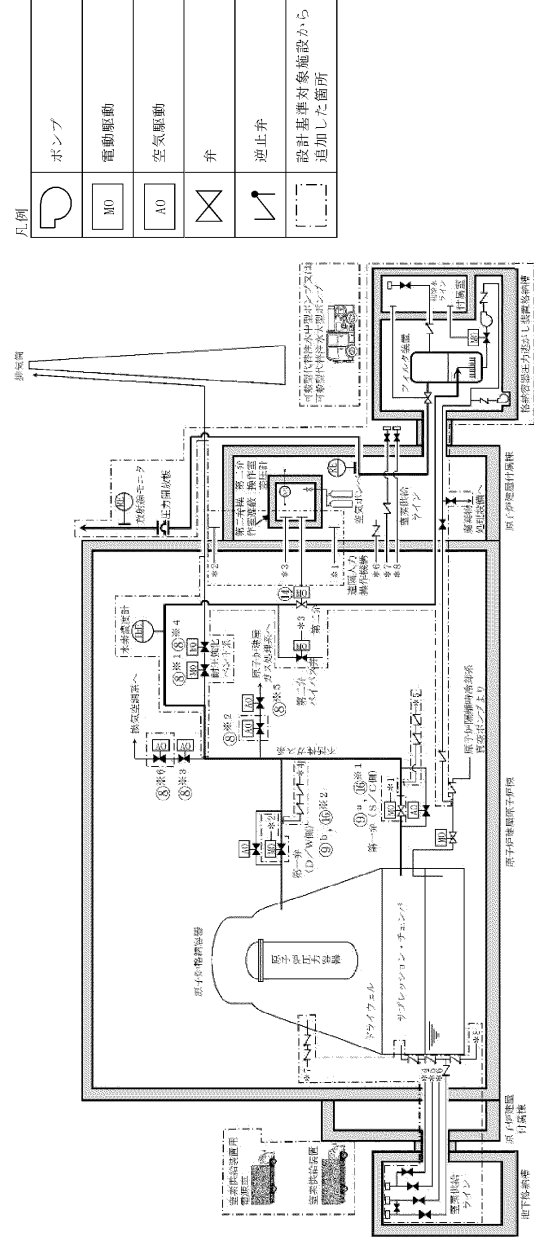
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1789 449 2451 1593" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<p style="text-align: center;">第1.7-2図 SOP「注水-1」における対応フロー</p>

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="955 575 1650 1493" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1673 520 1715 1612" style="text-align: center;">第1.7-1図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1795 499 2451 1635" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="2466 743 2507 1388" style="text-align: center;">第1.7-3図 SOP 「除熱-1」における対応フロー</p>	

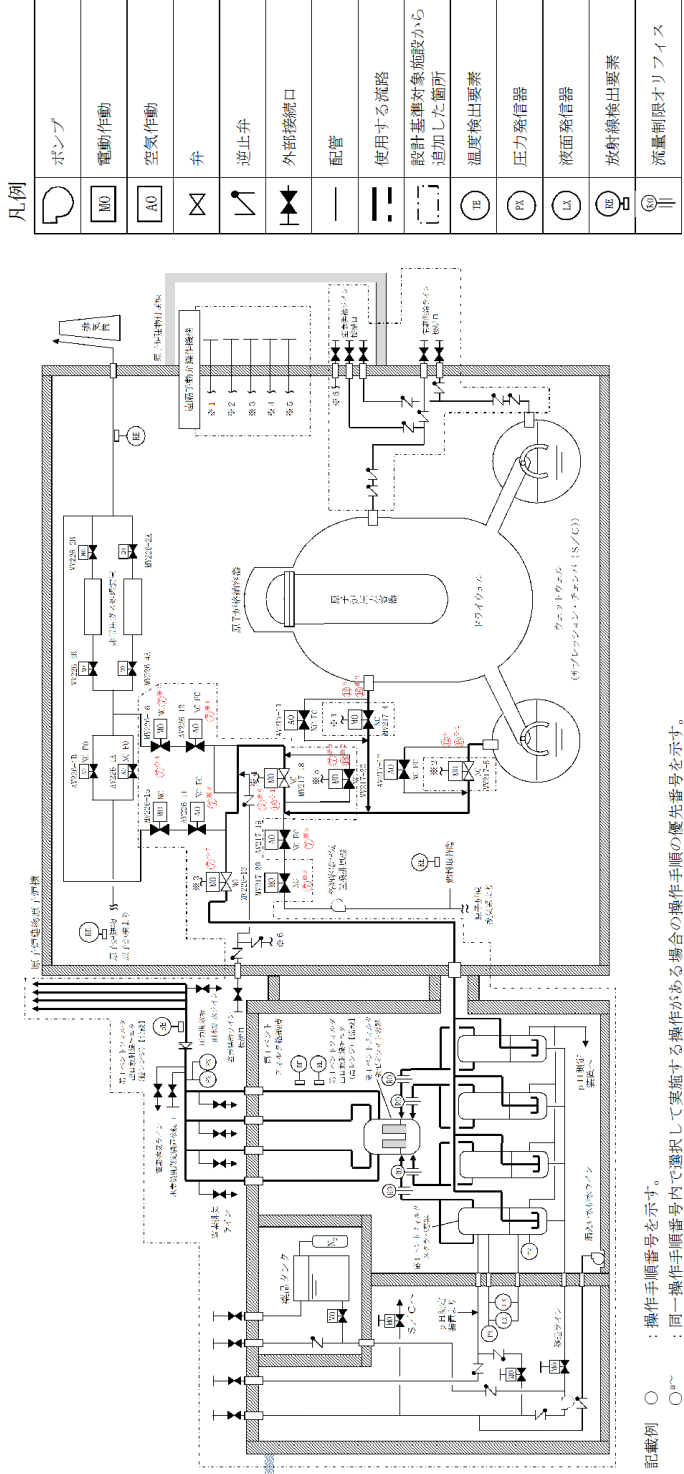
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1783 464 2457 1623" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<p style="text-align: center;">第1.7-4図 SOP「除熱-2」における対応フロー</p>



第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/2)



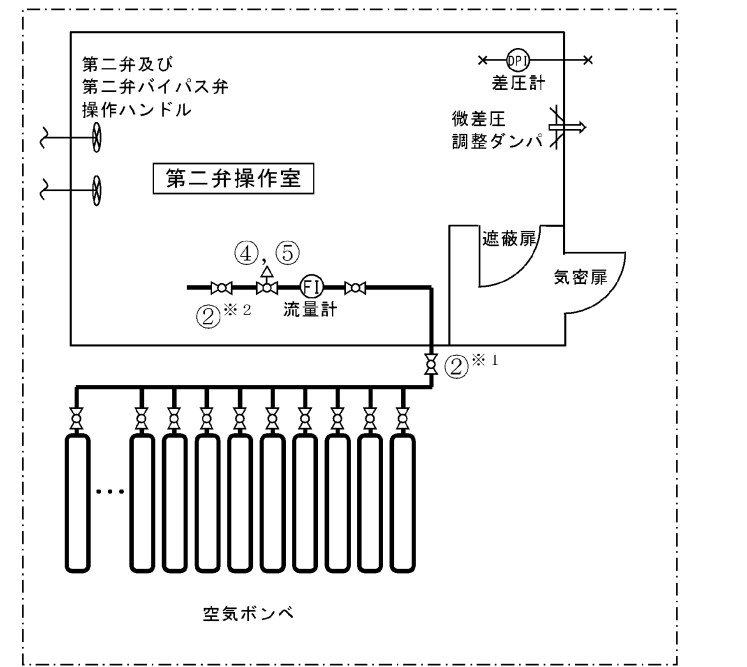
第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



第 1.7-5 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1 / 2)

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ④の相違

・運用の相違
【東海第二】
②の相違



操作手順	弁名称
②※1	第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁
②※2	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁
④, ⑤	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁

凡例	
	弁
	流量調整弁
	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。
○*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 1.7-6 図 第二弁操作室の正圧化 概要図

操作手順	弁名称
⑦ ^{※1}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
⑦ ^{※2}	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑦ ^{※3}	耐圧強化ベント弁
⑦ ^{※4}	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦ ^{※5}	換気空調系第一隔離弁
⑦ ^{※6}	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦ ^{※7}	換気空調系第二隔離弁
⑦ ^{※8}	フィルタ装置入口弁
⑦ ^{※9} ⑩ ^{※3}	二次隔離弁
⑦ ^{※10} ⑩ ^{※4}	二次隔離弁バイパス弁
⑧ ^{※1}	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧ ^{※2}	水素バイパスライン止め弁
⑬ ^{※1}	一次隔離弁(サブレーション・チエンバ側)操作用空気供給弁
⑬ ^{※2} ⑬ ^{※1}	一次隔離弁(サブレーション・チエンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑬ ^{※3} ⑬ ^{※1}	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑬ ^{※2} ⑬ ^{※2}	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑬ ^{※3} ⑬ ^{※2}	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備

第1.7.2図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

・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

操作手順	弁名称
⑦ ^{※1}	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑦ ^{※2}	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑦ ^{※3}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑦ ^{※4}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦ ^{※5}	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑦ ^{※6}	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑦ ^{※7}	SGT F C V S 第1ベントフィルタ入口弁
⑦ ^{※8} ⑬ ^{※1}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦ ^{※9} ⑬ ^{※2}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑬ ^{※1}	NGC N2トラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑬ ^{※2}	NGC N2ドライウエル出口隔離弁

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1.7-5図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)	2	減圧及び除熱開始 45分	
	中央制御室運転員A, B	運転室格納容器減圧 電源確保 系統構成 格納容器ベント開始 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖 W/Wベント弁 遠隔手動弁操作による全開状態の維持操作	電源を要しないながら系統構成を行う。
	現場運転員C, D	格納容器ベント閉鎖	

第 1.7.3 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (W/W ベントの場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)	2	減圧及び除熱開始 45分	
	中央制御室運転員A, B	運転室格納容器減圧 電源確保 系統構成 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖	電源を要しないながら系統構成を行う。
	現場運転員C, D	格納容器ベント閉鎖	

第 1.7.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (D/W ベントの場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベントの場合) : S/C 配弁の起合)	1	格納容器ベント準備完了 7分 格納容器ベント 系統構成 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖操作	※1

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベントの場合) : S/W 配弁の起合)	1	格納容器ベント準備完了 7分 格納容器ベント 系統構成 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖操作	※1

※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合、第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内で可能である。

格納容器ベント

第 1.7-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W)	1	格納容器ベント準備完了 5分 格納容器ベント閉鎖 系統構成 格納容器ベント閉鎖 格納容器ベント閉鎖	※1
	2	格納容器ベント閉鎖	

※1：NGC非常用ガス配管入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス配管入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合は、20分以内で可能である。

※2：非常用コントローラセンターの監視が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて20分以内で可能である。

第 1.7-6 図 格納容器フィルタータレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W)	1	格納容器ベント準備完了 5分 格納容器ベント閉鎖 系統構成 格納容器ベント閉鎖	※1
	2	格納容器ベント閉鎖	

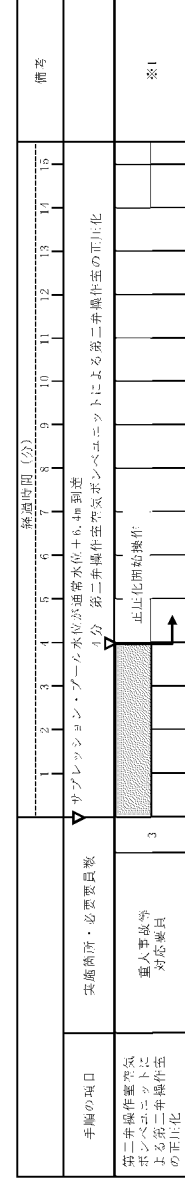
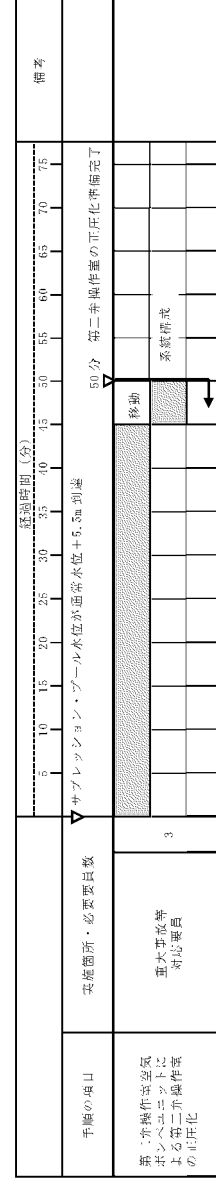
※1：NGC非常用ガス配管入口隔離弁の開操作ができない場合は、NGC非常用ガス配管入口隔離弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合は、20分以内で可能である。

※2：非常用コントローラセンターの監視が使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて20分以内で可能である。

第 1.7-7 図 格納容器フィルタータレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ②の相違

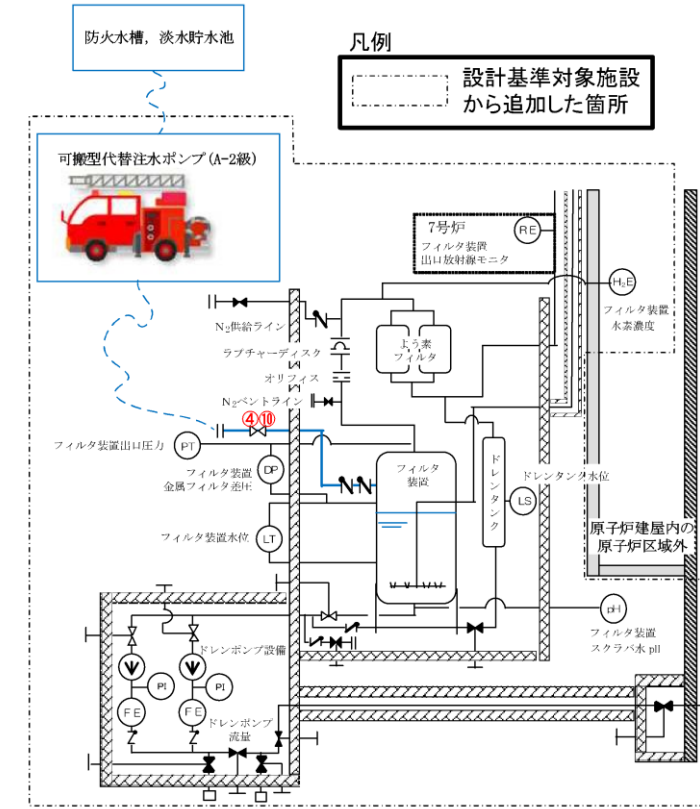
・運用の相違
【東海第二】
②の相違



※1: 第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)を24本のうち19本を使用することにより、第二弁操作室を5時間正圧化可能である。

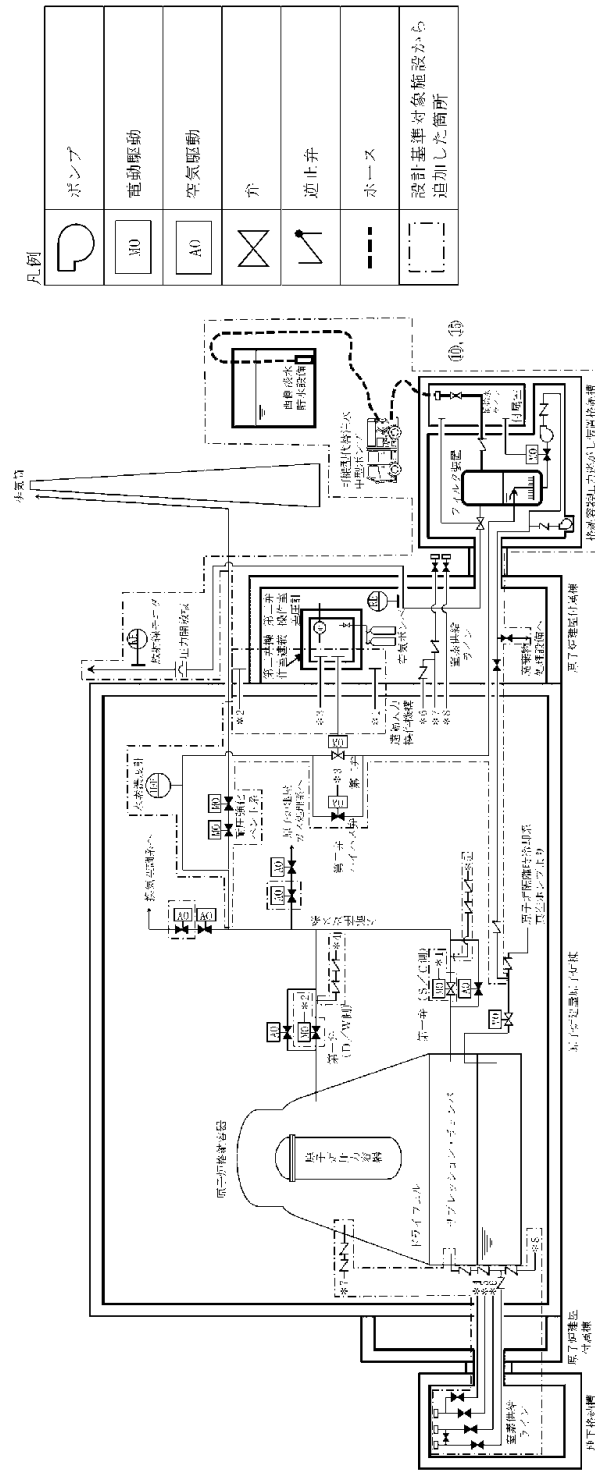
第二弁操作室の正圧化

第1.7-7図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称
④⑩	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

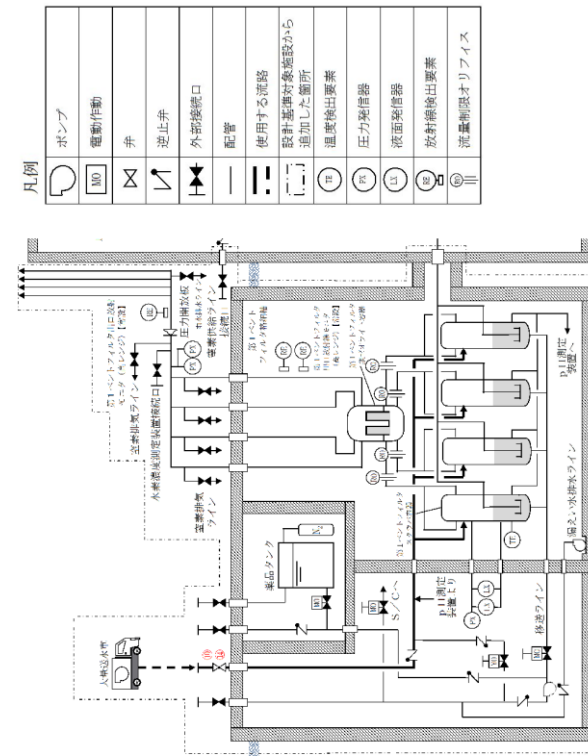
第 1.7.7 図 フィルタ装置水位調整 (水張り) 概要図



操作手順	弁名称
⑩, ⑬	フィルタベント装置補給水ライン元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-8 図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図

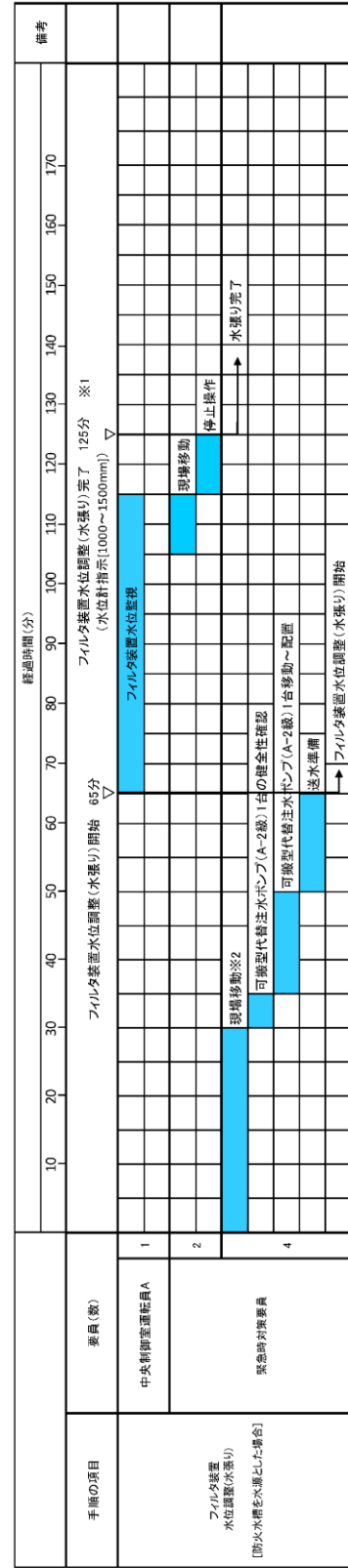


操作手順	弁名称
⑩⑬	FCVS補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-8 図 第 1 ベントフィルタスクラビング水調整 (水張り) 概要図

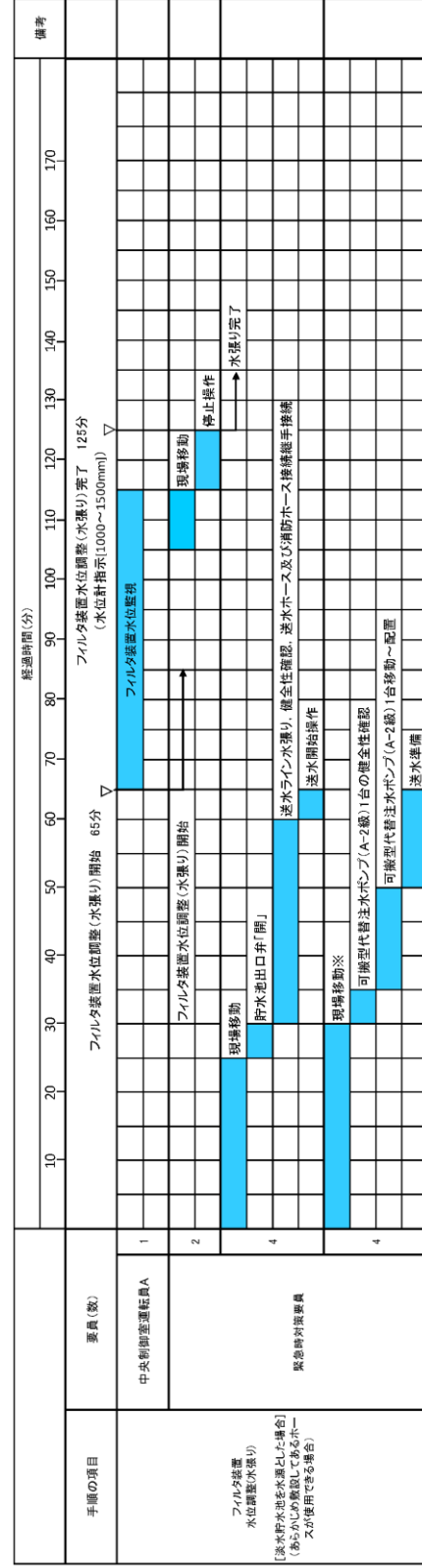
- ・設備の相違
- 【柏崎 6, 7, 東海第二】
- ④の相違



※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級)を使用する場合は、約105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 1.7.8 図 フィルタ装置水位調整 (水張り) タイムチャート (1/3)

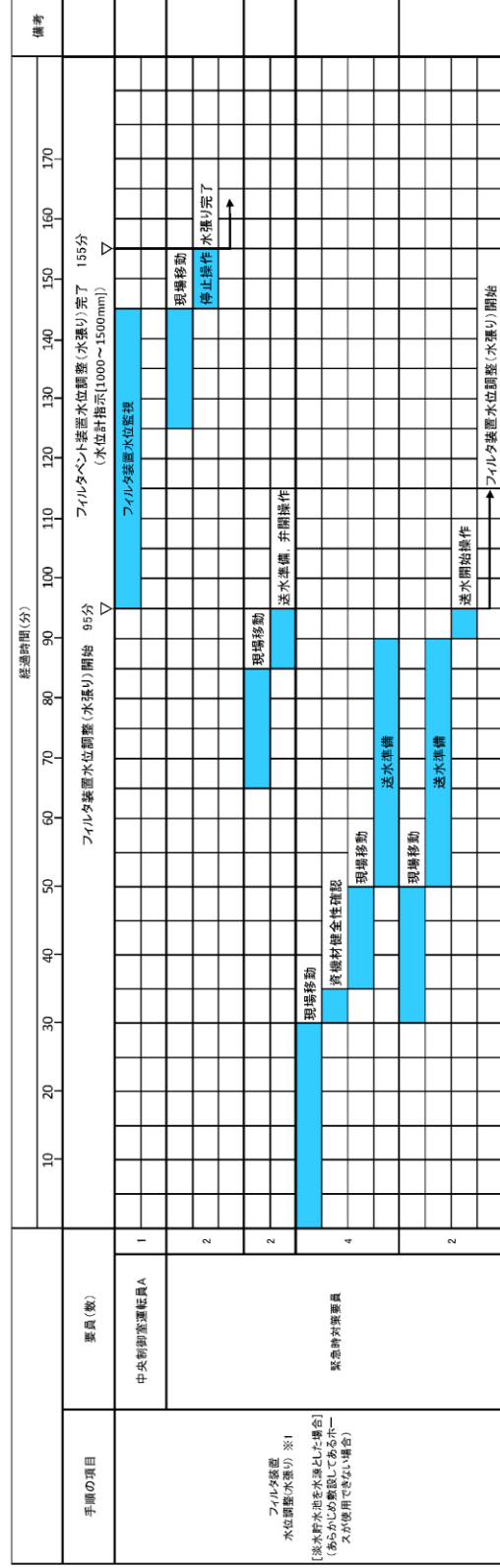
・設備の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施



※ 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

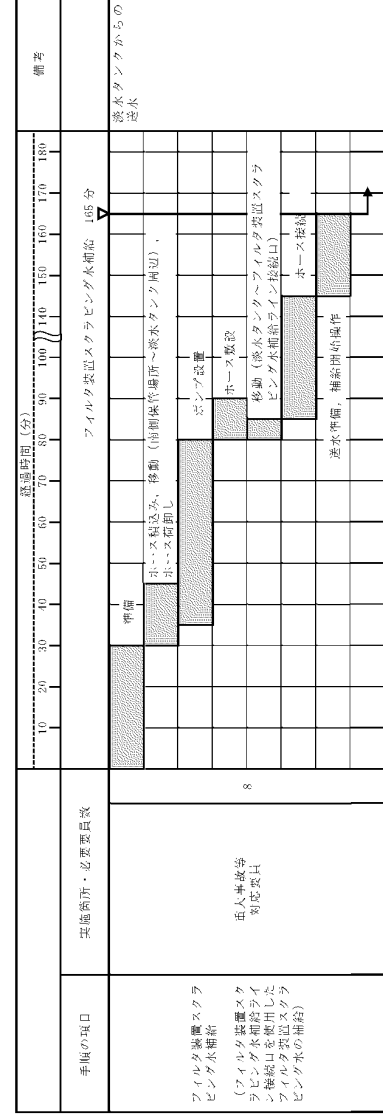
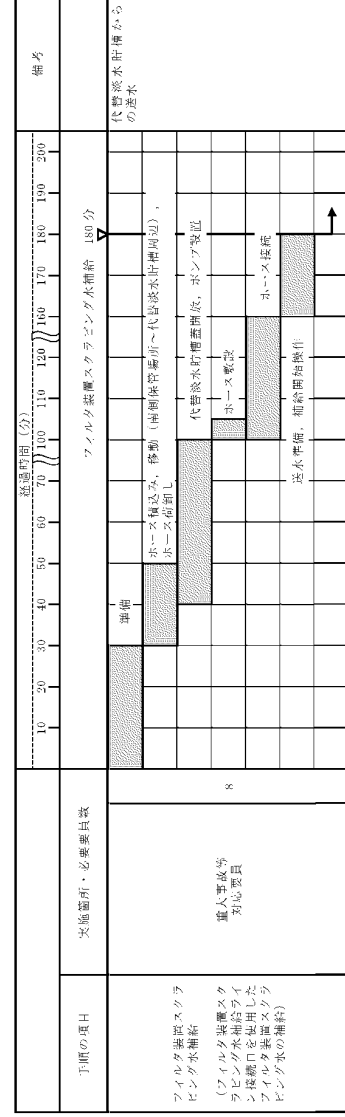
第1.7.8 図 フィルタ装置水位調整 (水張り) タイムチャート (2/3)

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7】
⑳の相違

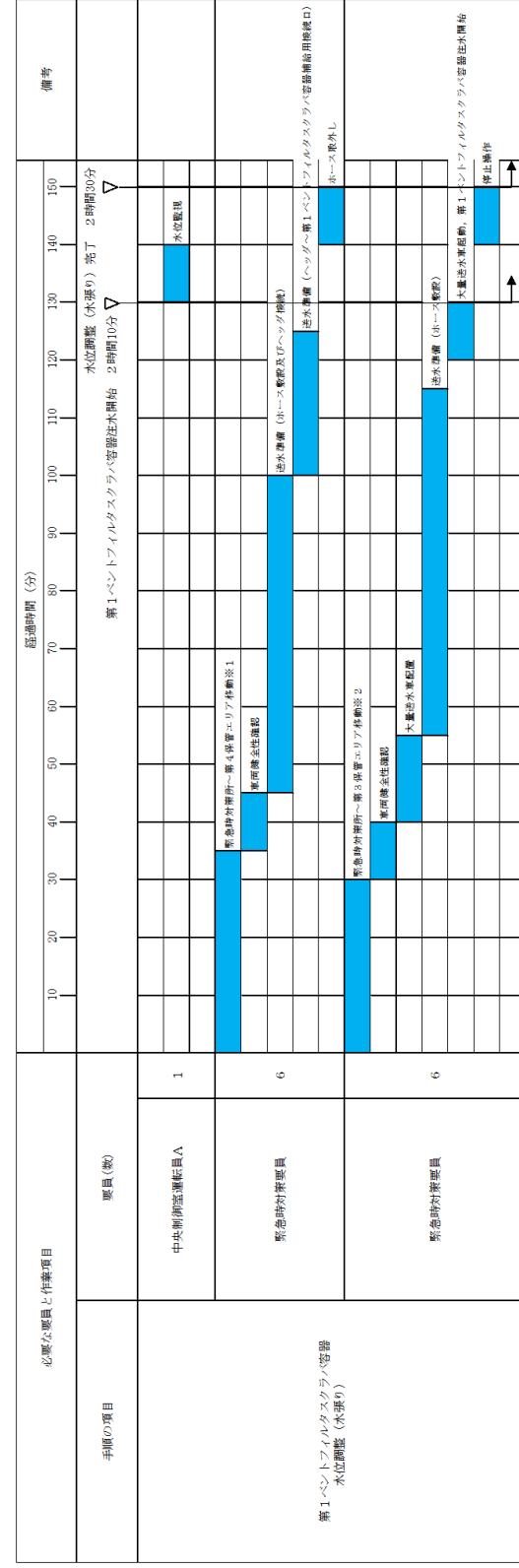


※1 フィルタ装置水位調整（水張り）は、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用するため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からフィルタ装置までのホースの敷設のみを行う。

第1.7.8図 フィルタ装置水位調整（水張り） タイムチャート（3/3）



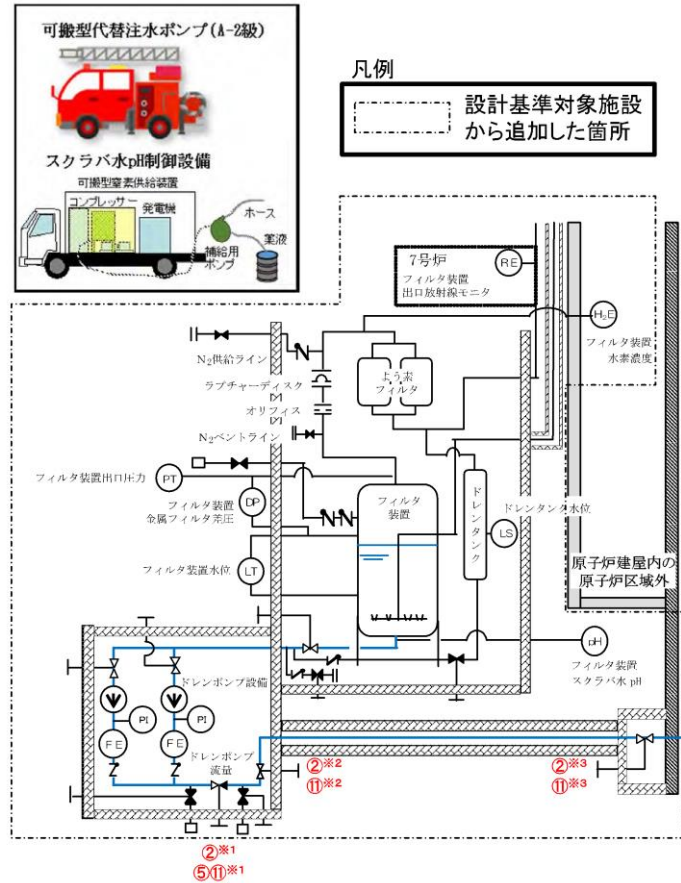
第1.7-9図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、遅やかに対応できる。
 ※2：第2保管エリアの可搬設備を使用した場合は、5分以内で可能である。

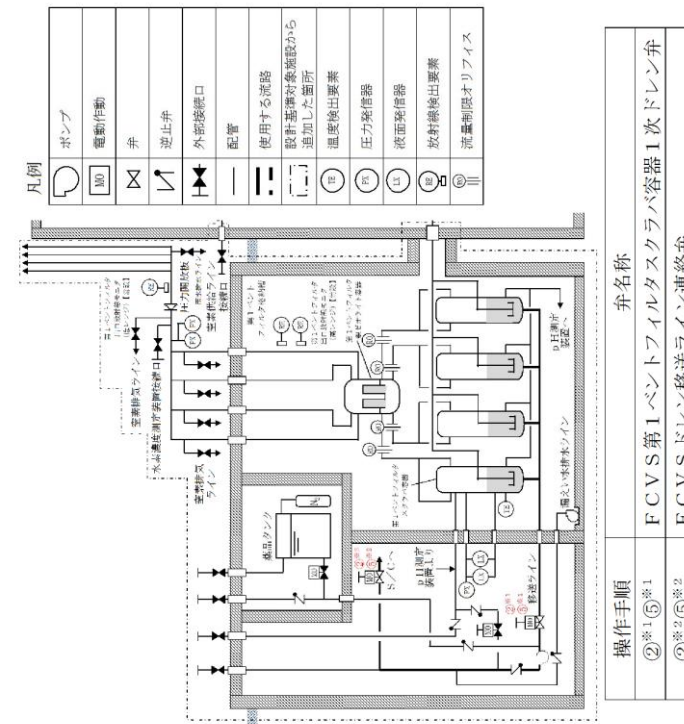
第1.7-9図 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り） タイムチャート

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑳の相違



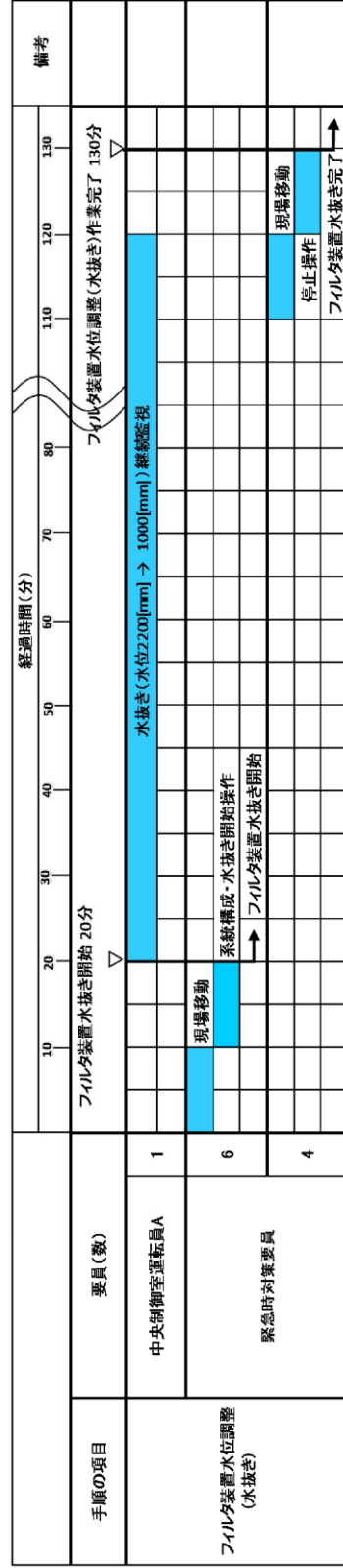
操作手順	弁名称
②※1⑤⑪※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
②※2⑪※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※3⑪※3	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁

第 1.7.9 図 フィルタ装置水位調整 (水抜き) 概要図

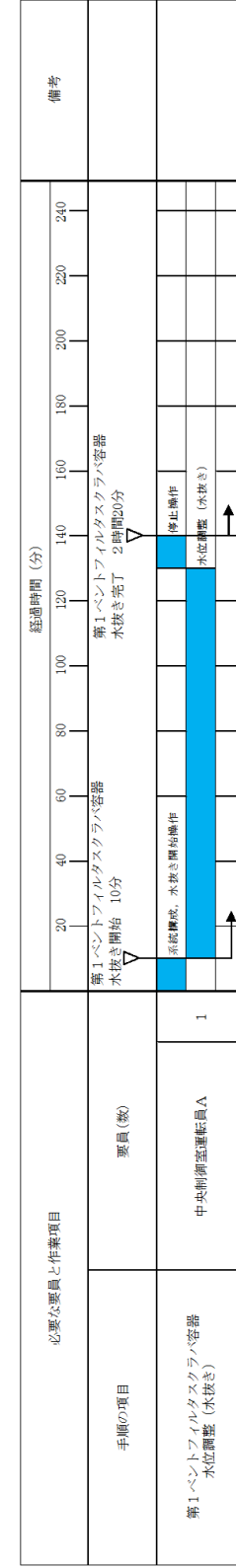


第 1.7-10 図 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) 概要図

・設備の相違
【柏崎 6, 7】
 配管構成の相違による排水経路の相違
 ・運用の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後 7日間に於いて、水位調整 (水抜き) 不要なため、自主対策として整備



第1.7.10図 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート

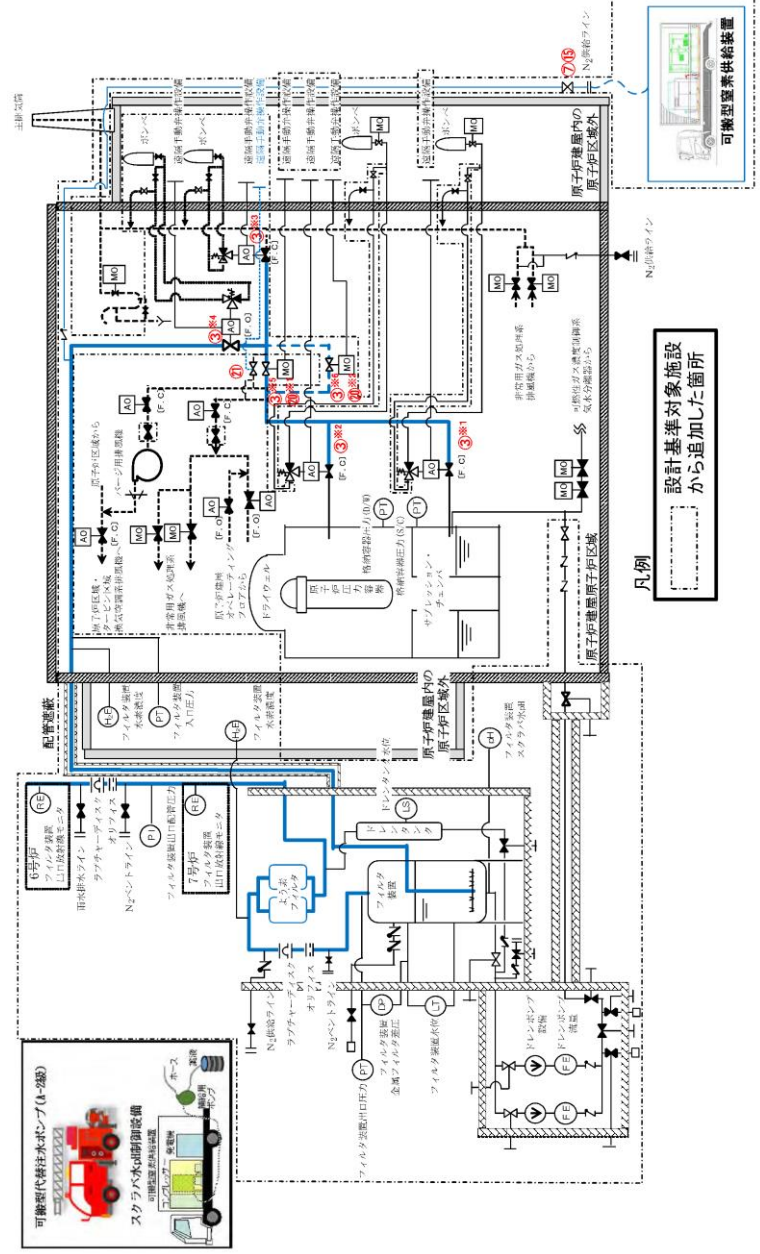


第1.7-11図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) タイムチャート

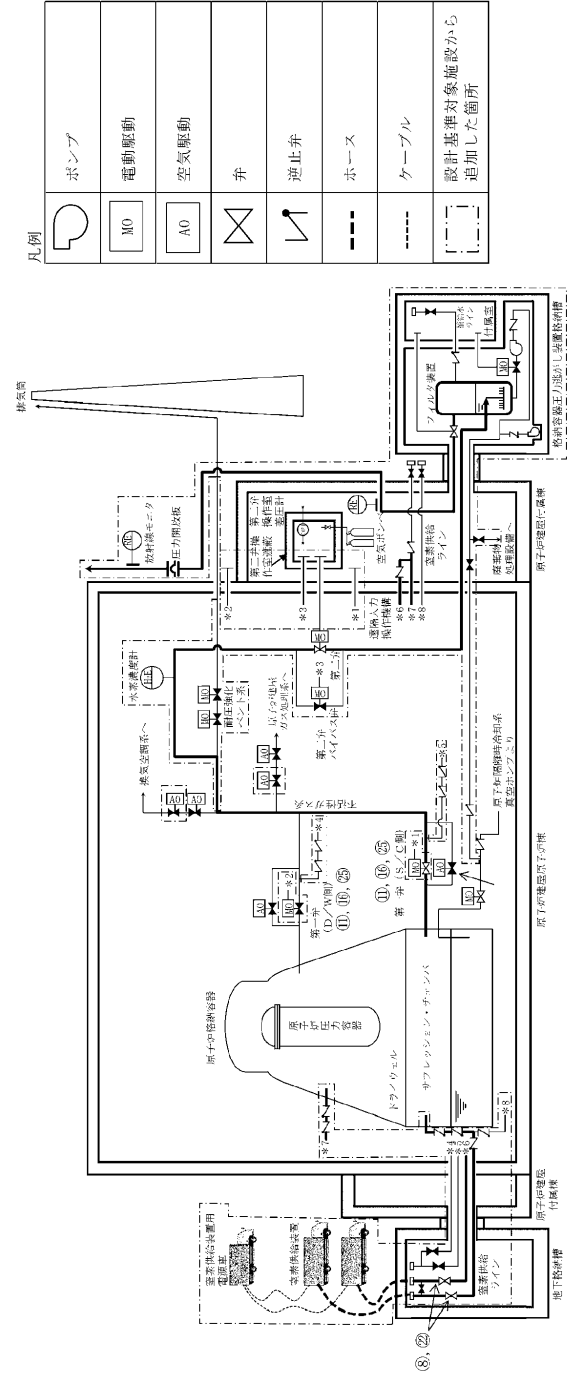
備考

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ⑳の相違
- ・運用の相違
- 【東海第二】

島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間において、水位調整(水抜き)不要なため、自主対策として整備

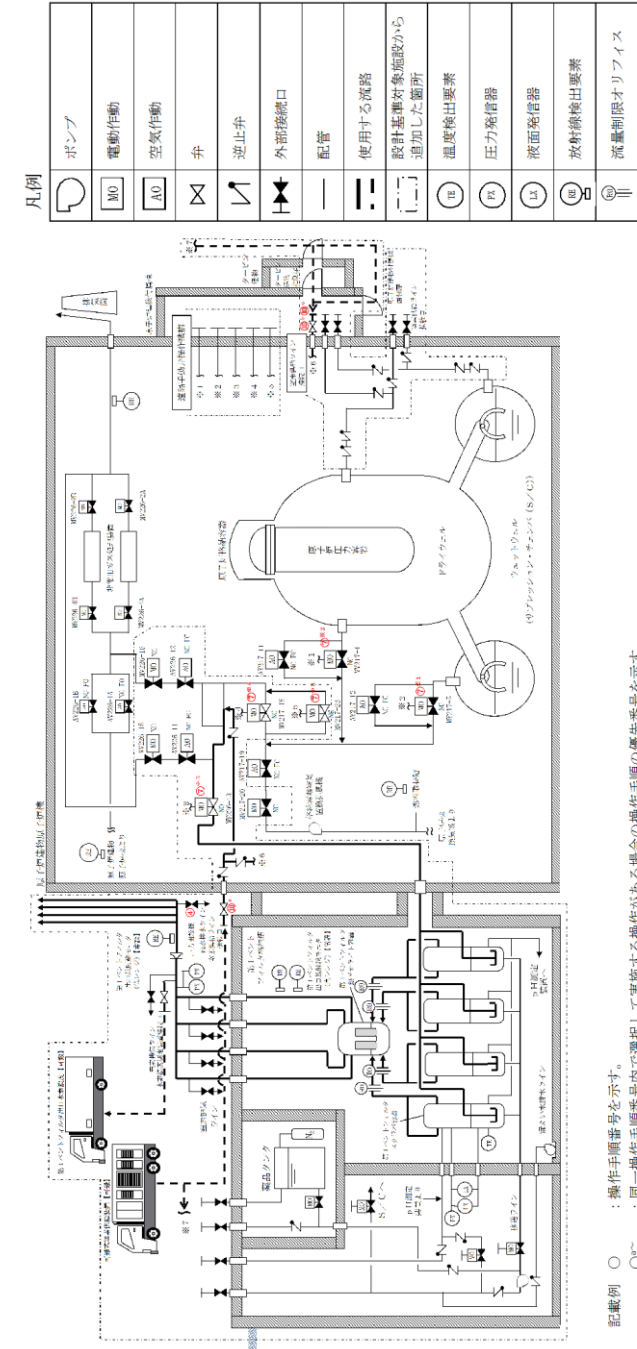


第 1.7.11 図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスページ 概要図 (1/2)



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧, ⑨	窒素ガス補給弁 (S/C側及びD/W側)	⑩, ⑪, ⑫	第一弁 (S/C側又はD/W側)

第 1.7-12 図 フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換 概要図



第 1.7-12 図 格納容器フィルタ系停止後の窒素ガスページ 概要図 (1 / 2)

備考
 ・設備の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 ④の相違

操作手順	弁名称
③※1	一次隔離弁(サブレジジョン・チェンバ側)
③※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
③※3	耐圧強化ベント弁
③※4	フィルタ装置入口弁
③※5⑩※1	二次隔離弁
③※6⑩※2	二次隔離弁バイパス弁
⑦⑮	FCVS PCVベントラインフィルタベント側N ₂ バージ用元弁
⑳	水素バイパスライン止め弁

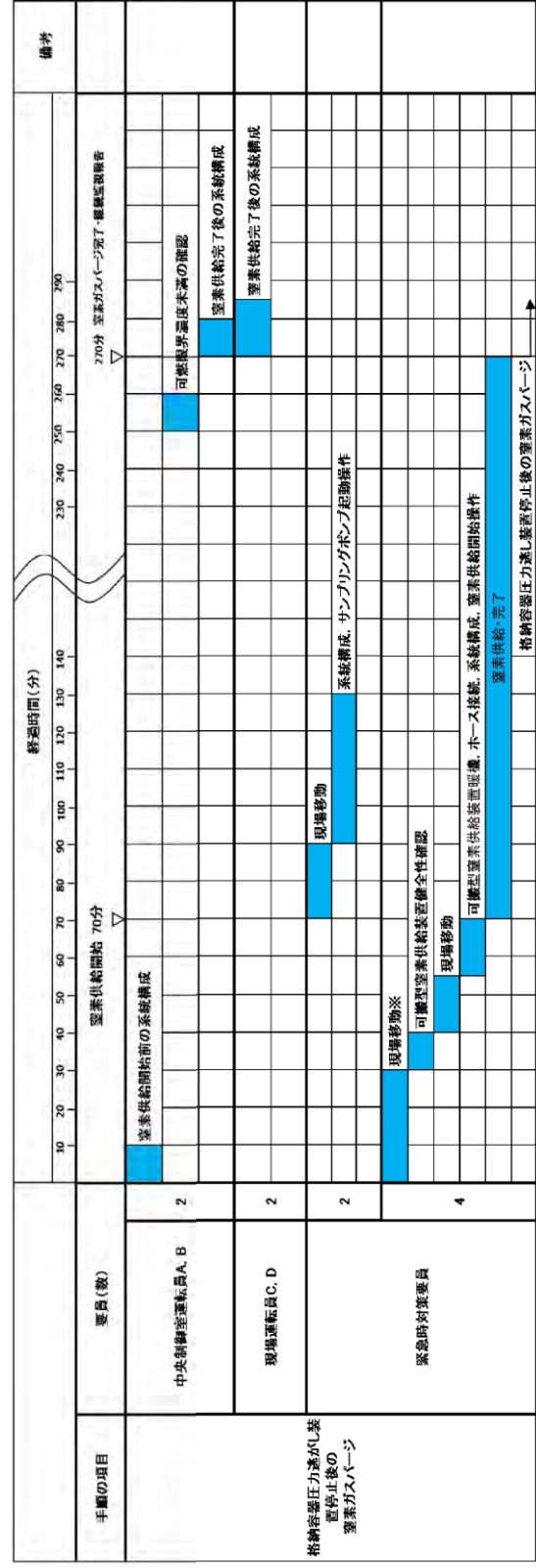
第 1.7.11 図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ 概要図 (2/2)

・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

操作手順	弁名称
④	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑦※1	NGC N2トローラス出口隔離弁
⑦※2	NGC N2ドライウエル出口隔離弁
⑦※3	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁
⑦※4	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑦※5	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑩ ^a	FCVS窒素ガス補給元弁
⑩ ^b ⑩ ^c	FCVS建物内窒素ガス補給元弁

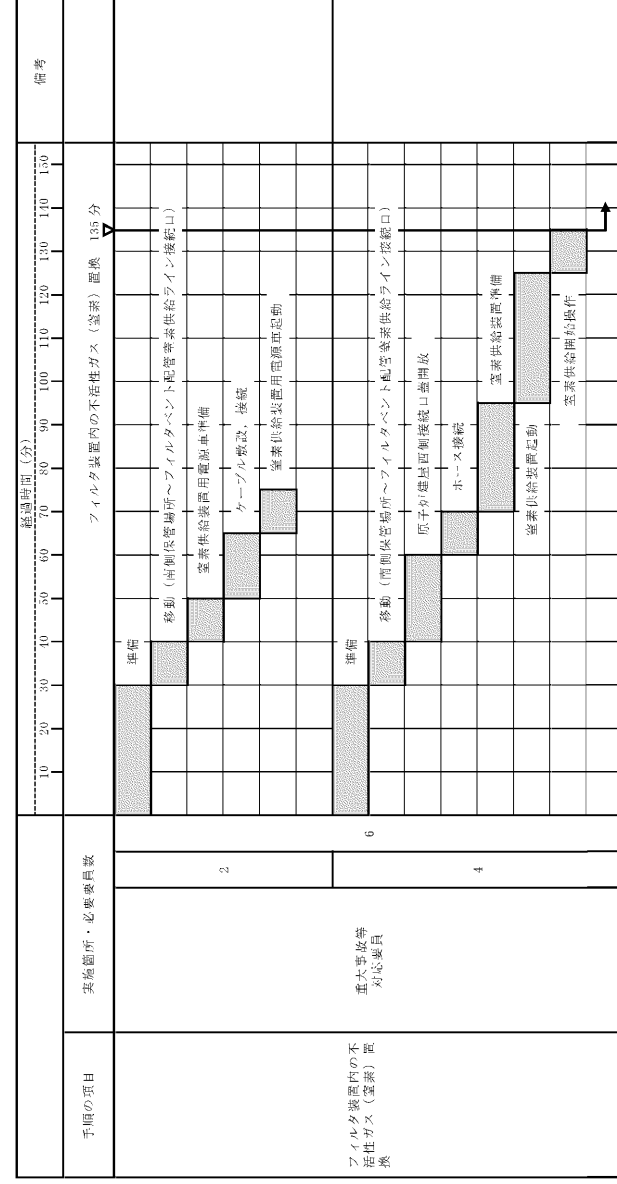
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-12 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ 概要図(2/2)

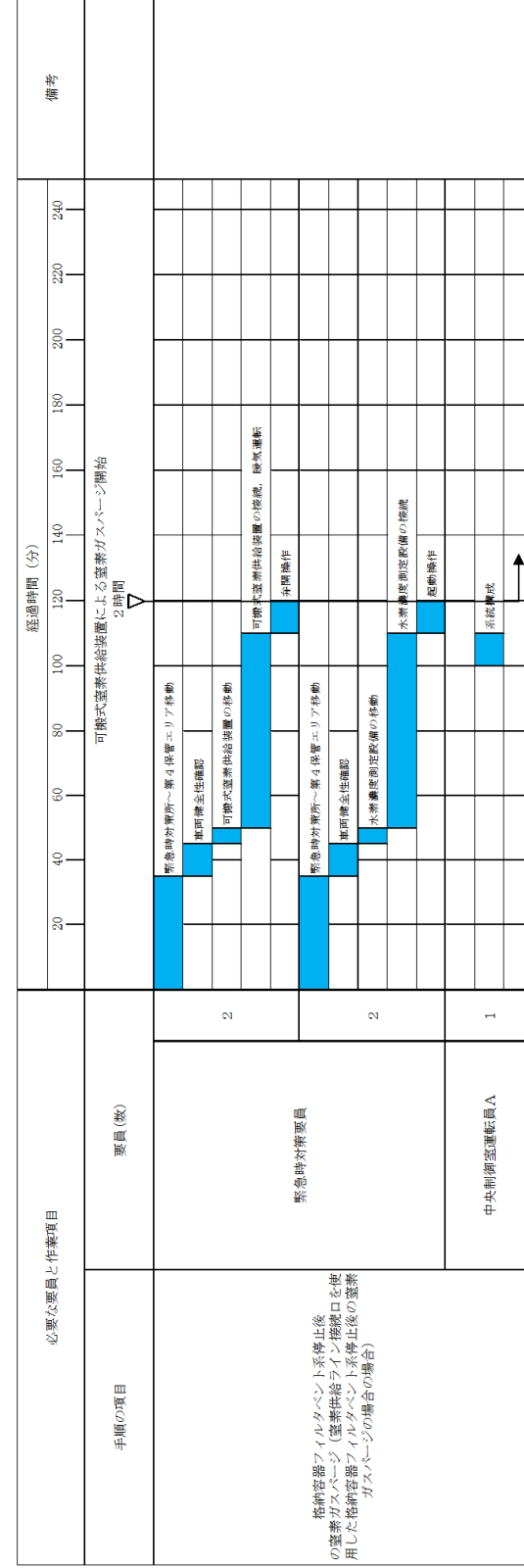


※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第1.7.12図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバypass タイムチャート



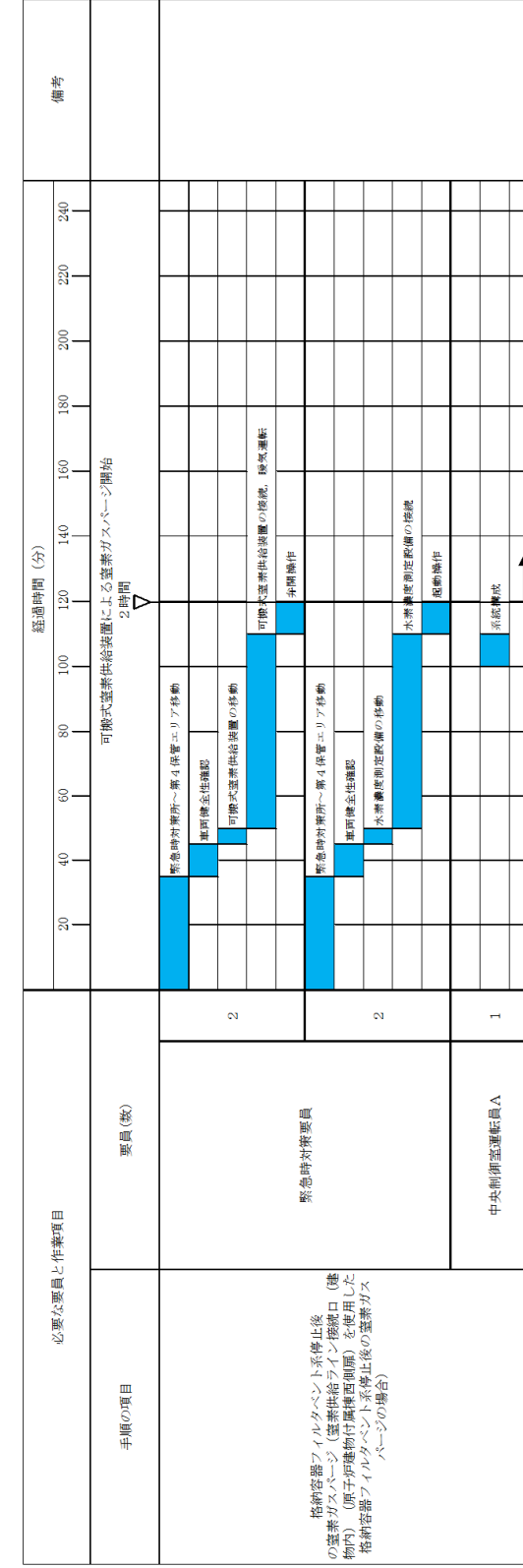
第1.7-13図 フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート



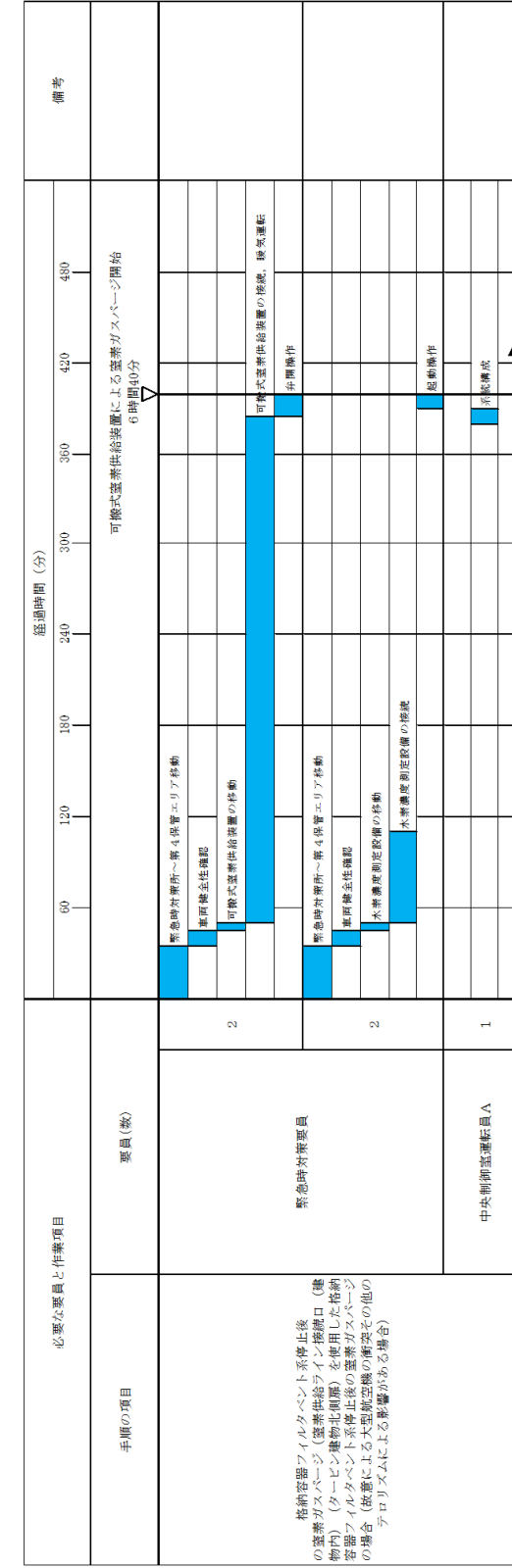
第1.7-13図 格納容器フィルタバベント系停止後の窒素ガスバypass タイムチャート(1/3)
(窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバベント系停止後の窒素ガスバypassの場合)

- ・体制及び運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】
- ⑳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備



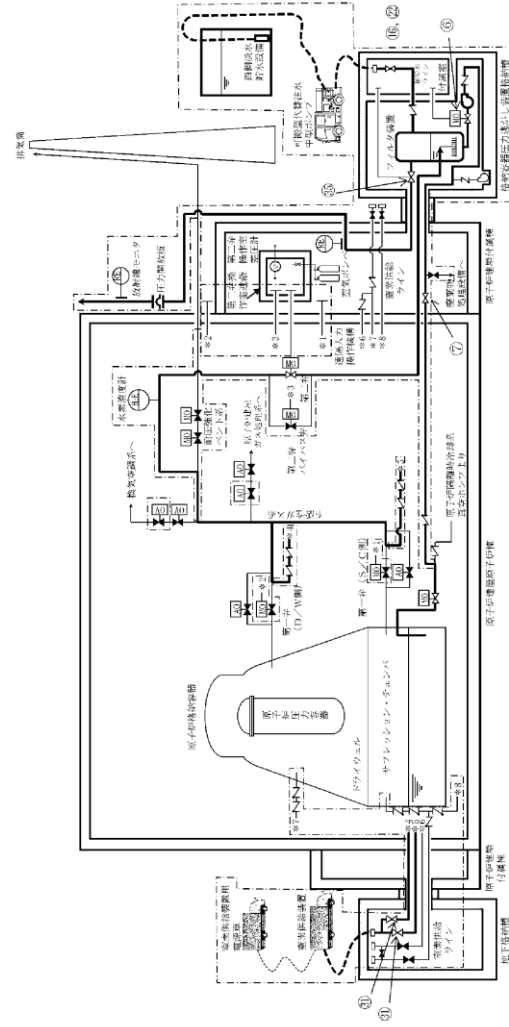
第 1.7-13 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ タイムチャート (2 / 3)
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した
 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合)



第 1.7-13 図 格納容器フィルタバypass系停止後の窒素ガスバypass タイムチャート (3 / 3)
 (窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した格納容器フィルタバypass系停止後
 の窒素ガスバypass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))

・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
 順を整備

凡例	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	ケーブル
	設計基準対象施設から追加した箇所

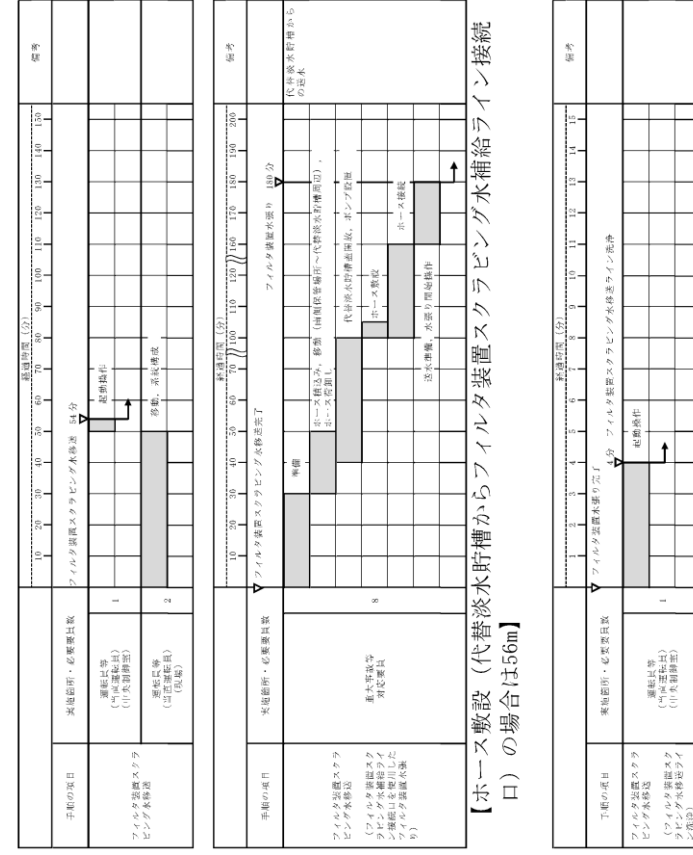


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
①	フィルタベント装置移送ライン止め弁	④	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁
②	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	⑤	フィルタ装置出口弁
③, ⑥	フィルタベント装置補給水ライン元弁		

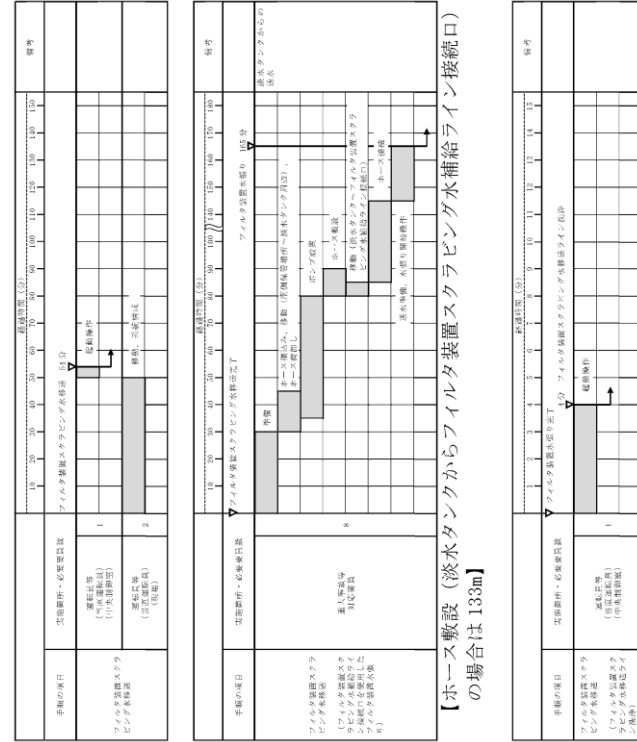
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.7-14 図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

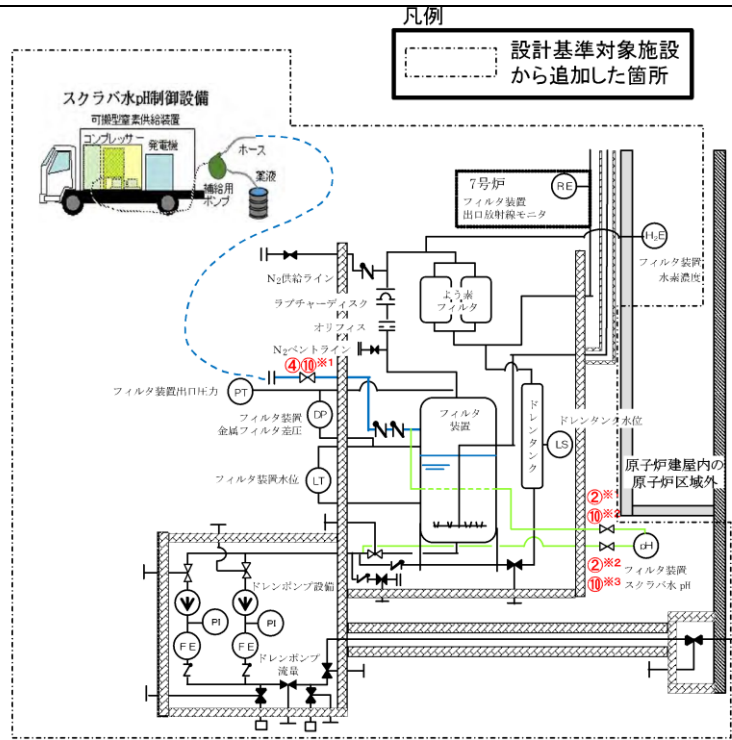
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉の水の放射線分解により発生する水素のフィルタ装置内への蓄積防止は、必要に応じて窒素ガスパーージ ((d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ) を行うことで対応。また、最終的なスクラビング水移送は、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理



第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (1/2)

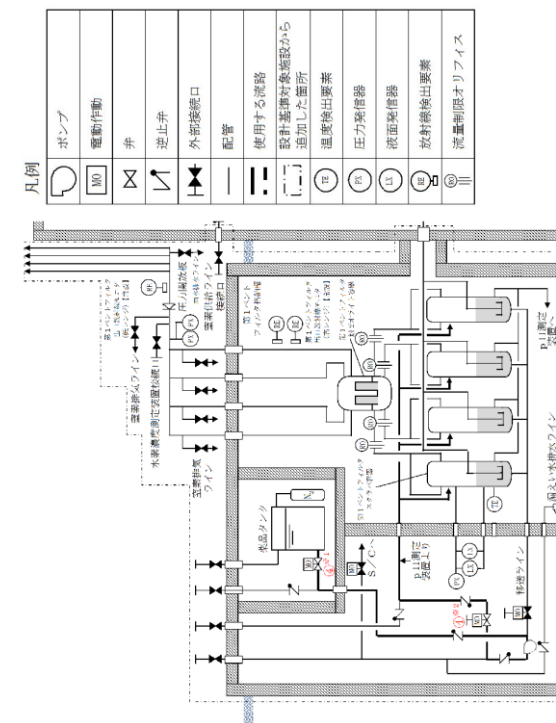


第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称
②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁
②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁
④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

第 1.7.13 図 フィルタ装置スクラバ水 pH調整 概要図

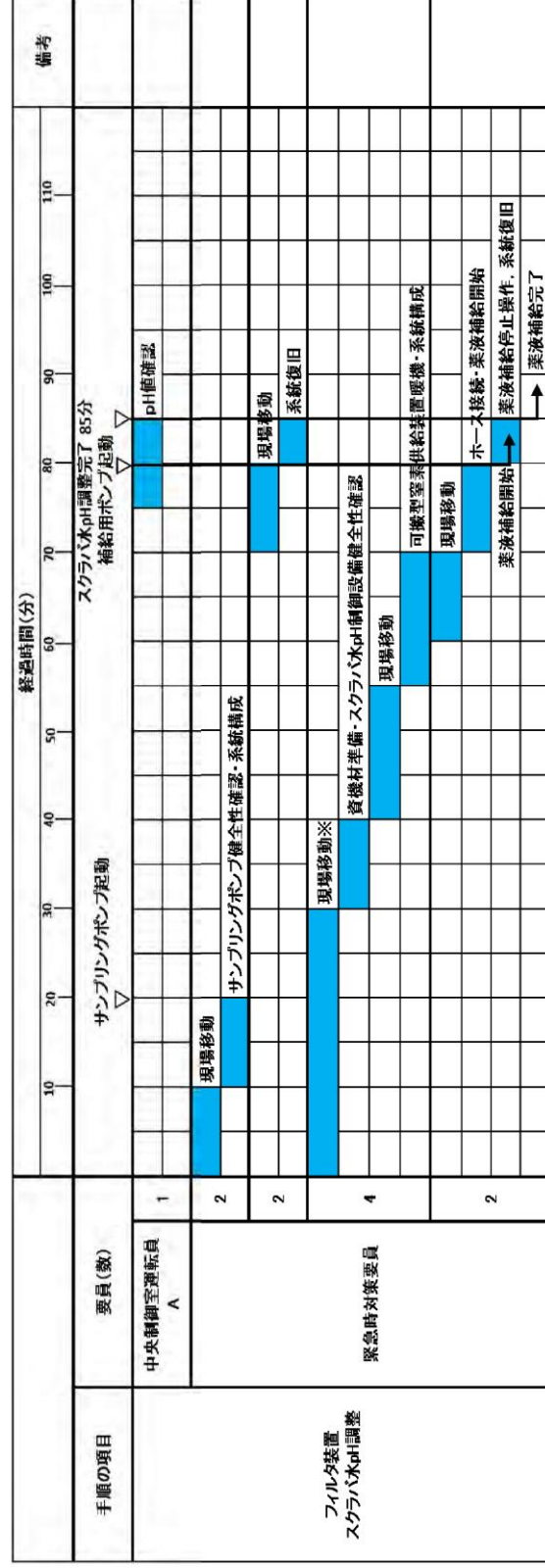


操作手順	弁名称
④※1	FCVS薬品注入タンク出口弁
④※2	FCVS循環ライン止め弁

配管例 ○ : 操作手順番号を示す。
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作文は複数の対象弁がある場合、その高順位を示す。

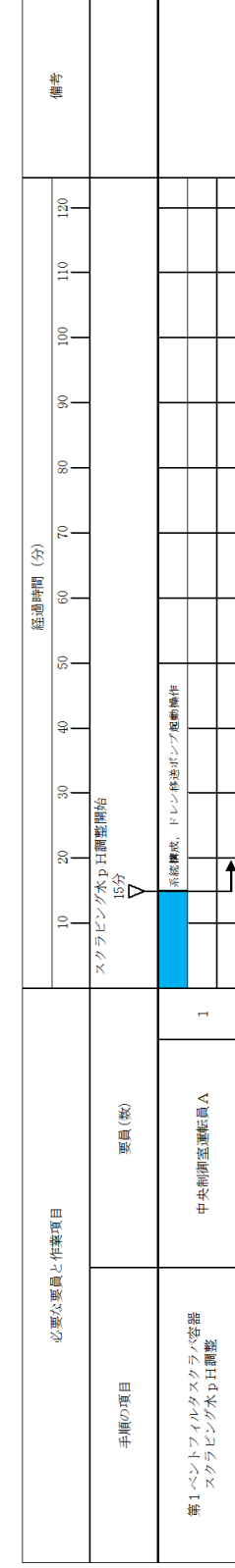
第 1.7-14 図 第 1 ベントフィルタスクラバ水容器スクラバ水 pH調整 概要図

・設備の相違
【柏崎 6/7】
④の相違
・運用の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合わせて、薬液を補給



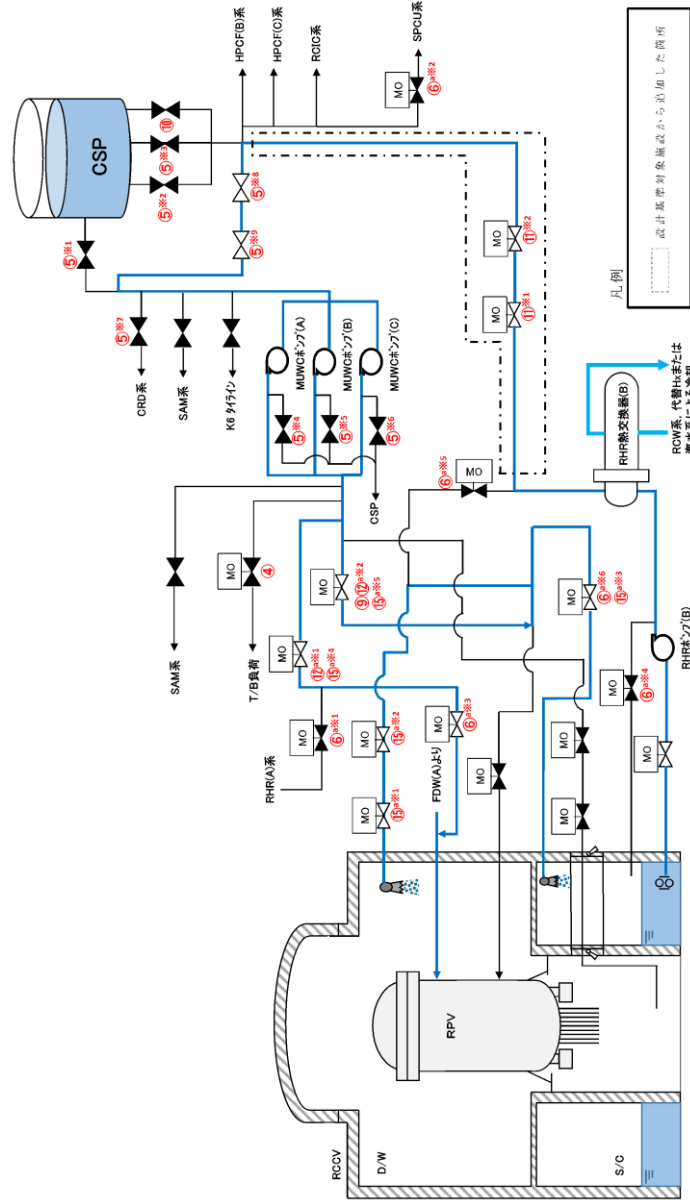
※ 大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第 1.7.14 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

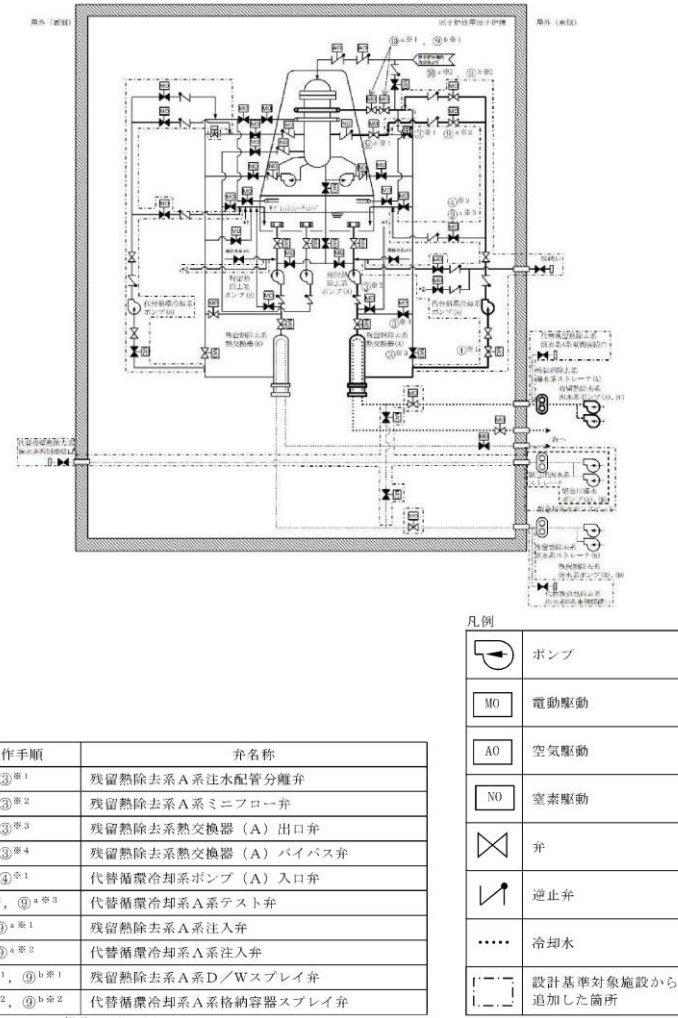


第 1.7-15 図 第 1 ベントフィルタスクラビング水 pH調整 タイムチャート

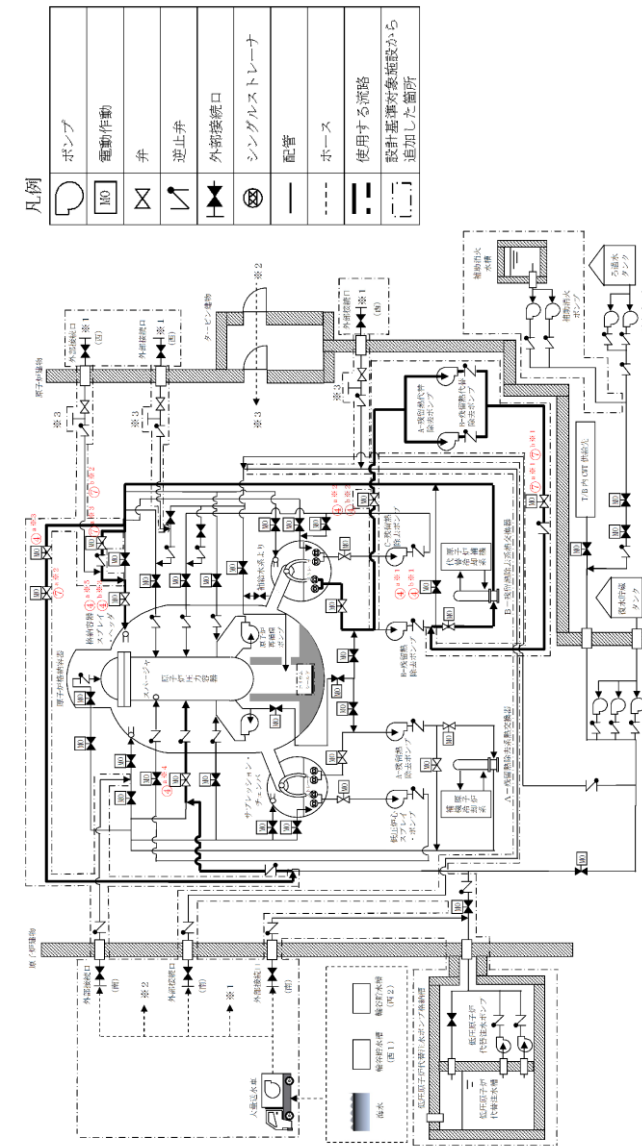
・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7】
 ⑳の相違
 ・運用の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合せて、薬液を補給



第1.7.19図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/4)
(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を実施する場合)



第1.7-3図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



第1.7-16図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (1/2)

備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
④の相違

操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ニミナムフロ逆止弁後弁
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ニミナムフロ逆止弁後弁
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ニミナムフロ逆止弁後弁
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁
⑥※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
⑥※2	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
⑥※3	残留熱除去系注入弁(A)
⑥※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
⑥※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
⑬※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑬※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑬※3	残留熱除去系S/PSブレイ注入隔離弁(B)
⑬※4	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑬※5	残留熱除去系洗浄水弁(B)

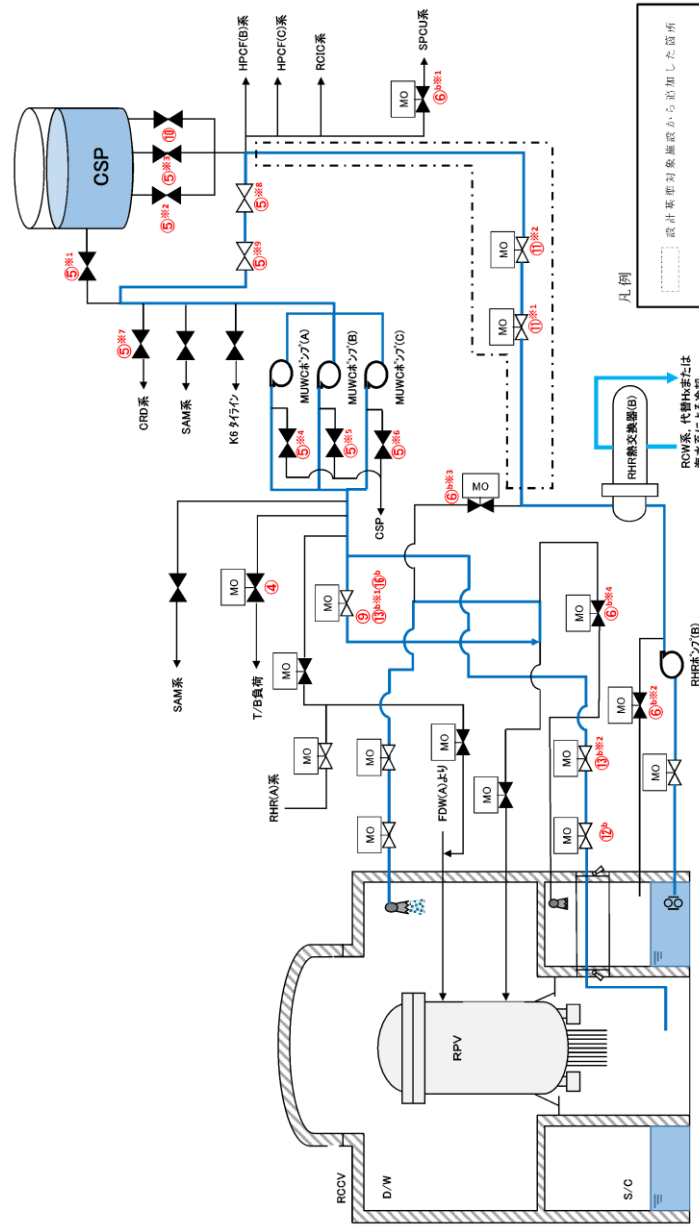
第 1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/4)
 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)

・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

操作手順	弁名称
④ ^a ※1④ ^b ※1	B-熱交バイパス弁
④ ^a ※2④ ^b ※2	RHR RHR ライン入口止め弁
④ ^a ※3	RHR A-FLSR 連絡ライン止め弁
④ ^a ※4	A-RHR 注水弁
④ ^a ※5④ ^b ※3	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑦ ^a ※1⑦ ^b ※1	RHR ライン流量調節弁
⑦ ^a ※2	RHR A-FLSR 連絡ライン流量調節弁
⑦ ^a ※3⑦ ^b ※2	RHR PCV スプレイ連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○※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 1.7-16 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)



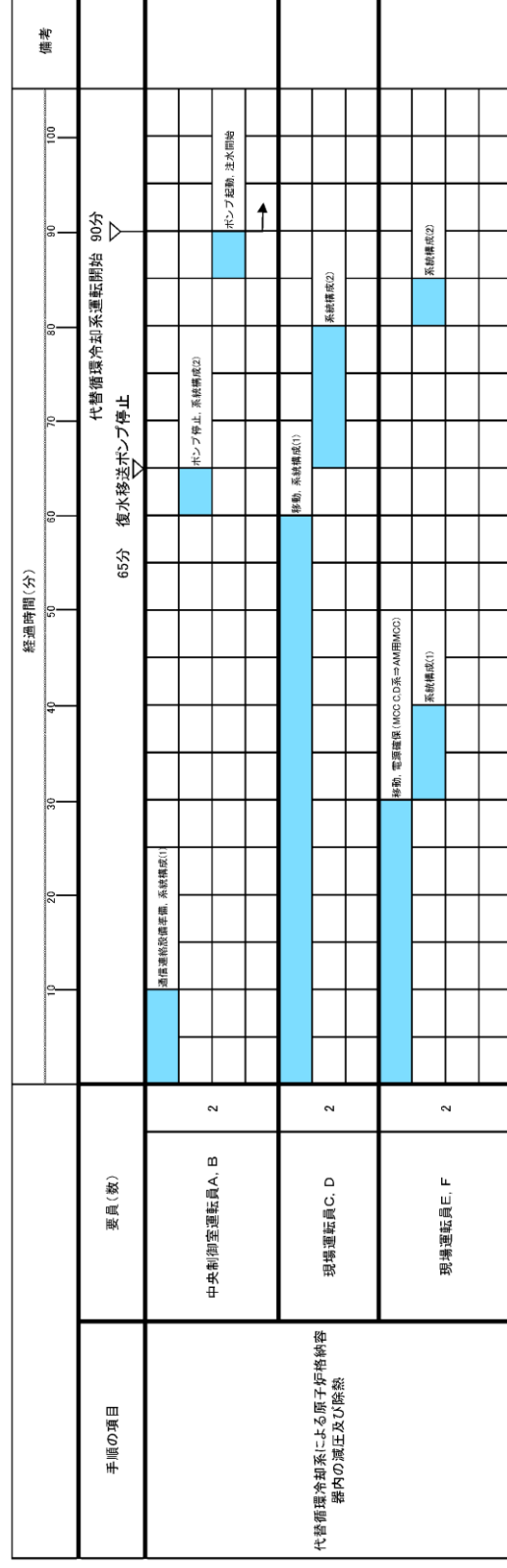
第 1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (3/4)
 (原子炉圧力容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)

・設備の相違
 【柏崎 6, 7】
 ㉞の相違

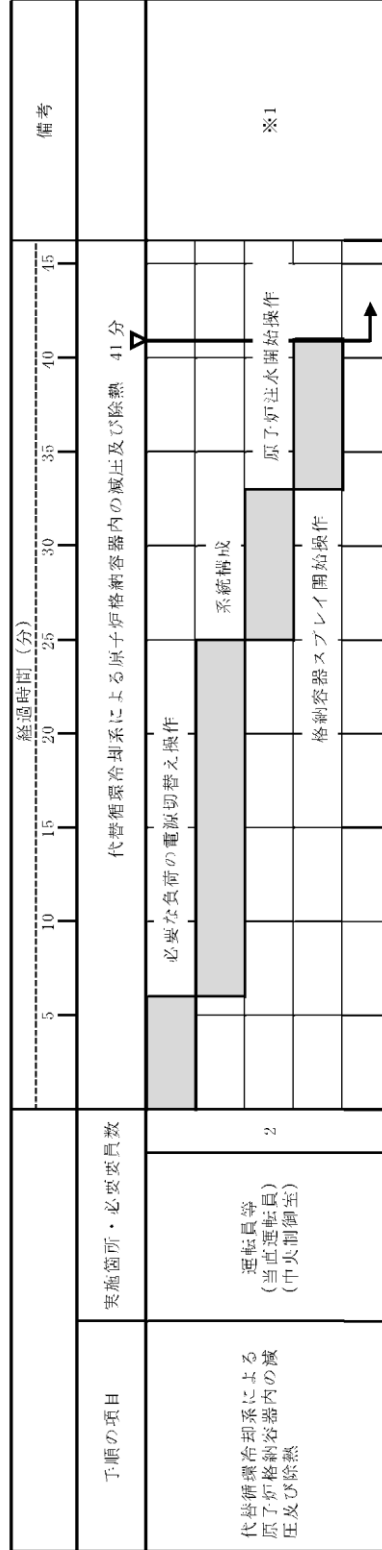
操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁
⑥※1	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
⑥※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
⑥※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
⑥※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
⑫*	下部ドライウエル注水ライン隔離弁
⑬※2	下部ドライウエル注水流量調節弁
⑭※1⑮*	残留熱除去系洗浄水弁(B)

第 1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (4/4)
 (原子炉圧力容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)

・設備の相違
 【柏崎 6, 7】
 ⑭の相違

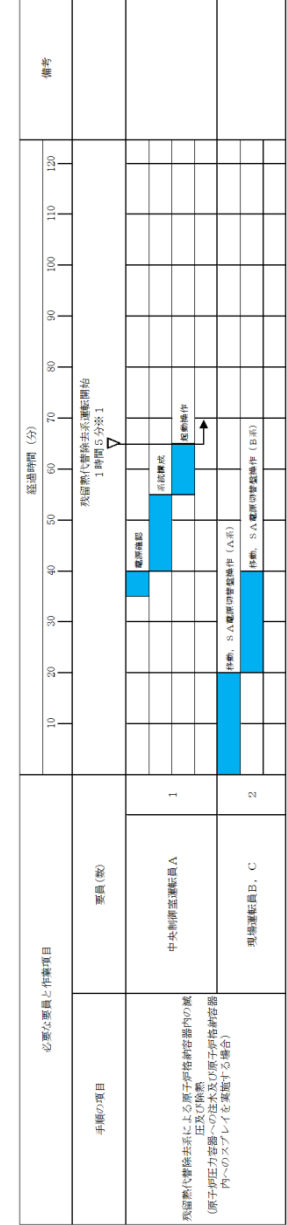


第 1.7.20 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



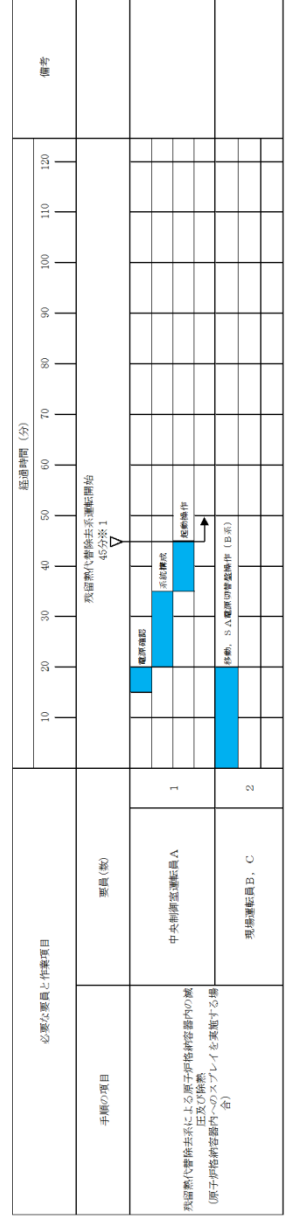
※1：代替循環冷却系 A 系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を示す。また、代替循環冷却系 B 系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、減圧及び除熱開始まで 41 分以内で可能である。

第 1.7-4 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



※1 非常用コントロールセンター装置を使用する場合は、35分以内が可能である。

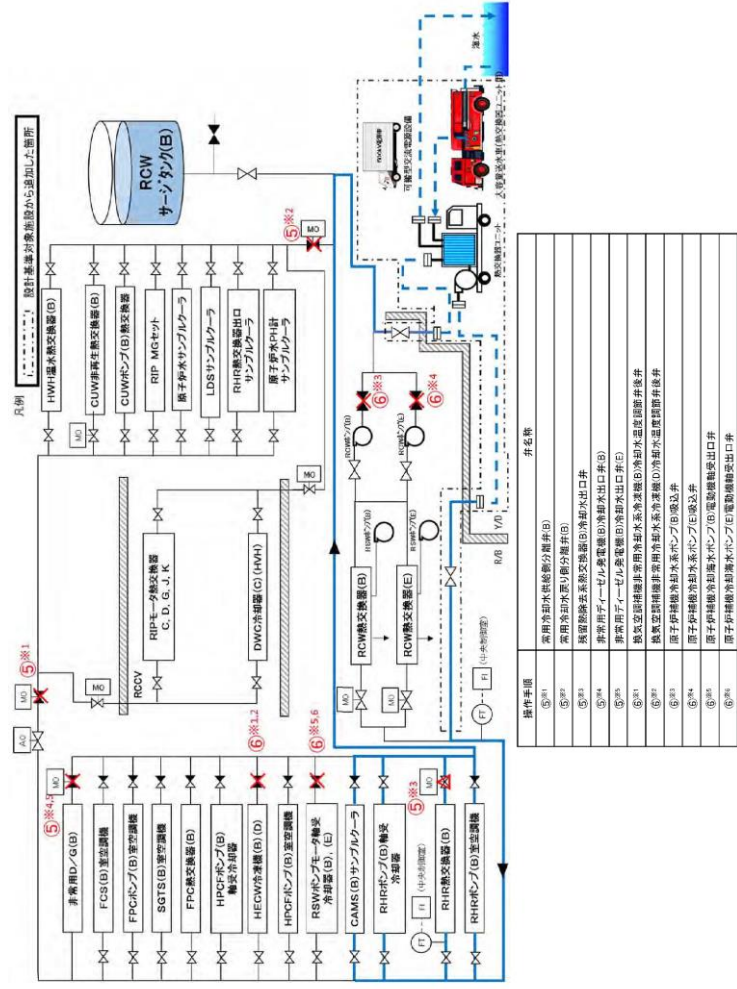
第 1.7-17 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合) タイムチャート



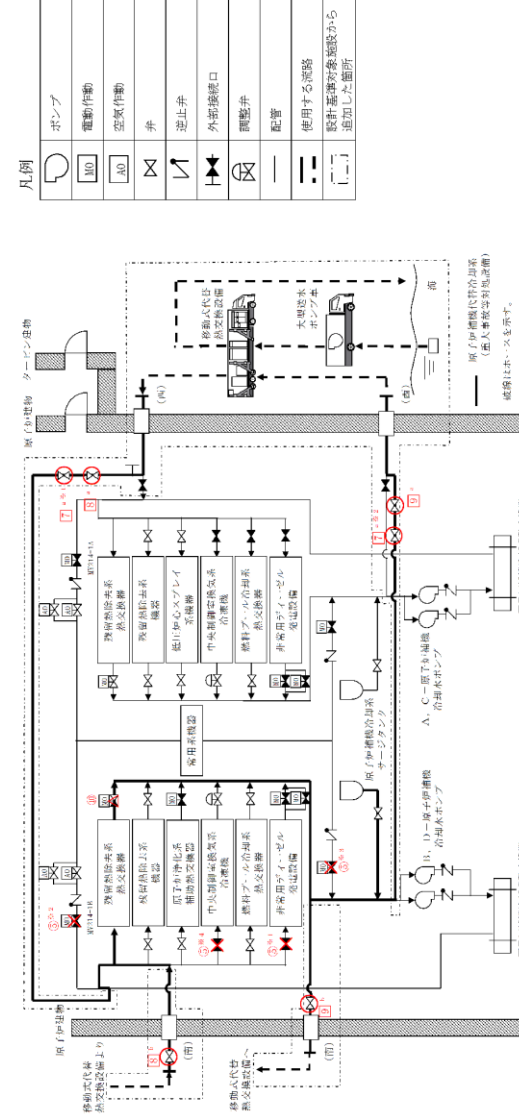
※1 非常用コントロールセンター装置を使用する場合は、35分以内が可能である。

第 1.7-18 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合) タイムチャート

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑳の相違



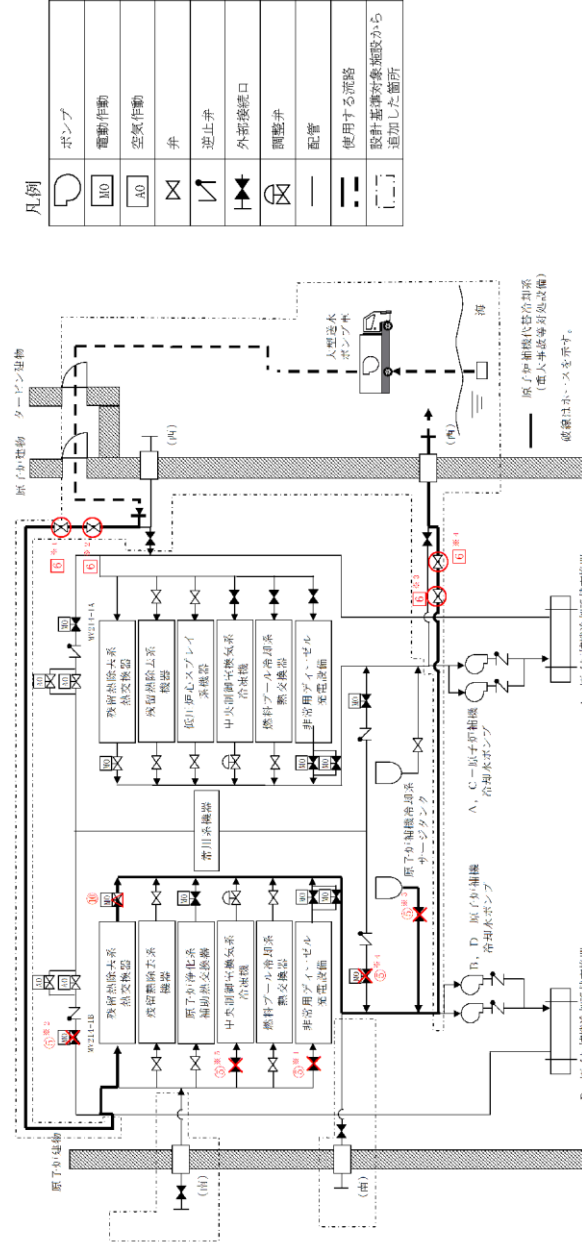
第 1.7.21 図 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図



第 1.7-19 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(1/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

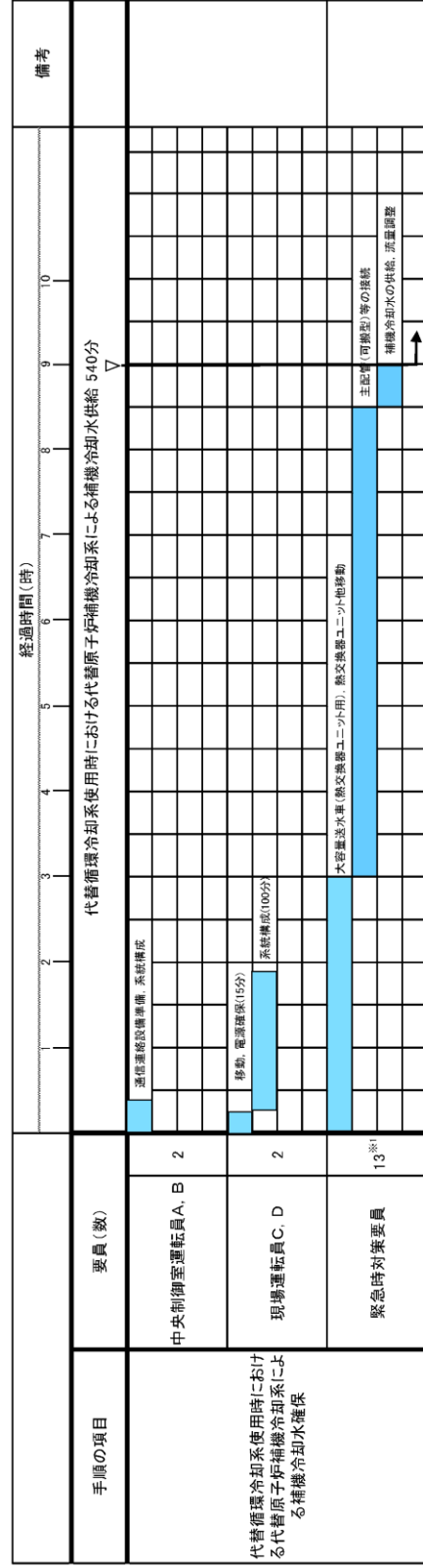
・設備の相違
【柏崎 6/7】
 ④の相違
 ・記載方針の相違
【東海第二】
 東海第二は、冷却水確保の手順を 1.5 にて整備

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
		<p style="text-align: center;"> <table border="1" style="margin: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>⑤※1</td><td>RCW B-DEG 冷却水入口弁</td></tr> <tr><td>⑤※2</td><td>B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁</td></tr> <tr><td>⑤※3</td><td>B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁</td></tr> <tr><td>⑤※4</td><td>RCW B-中央制御室冷凍機入口弁</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>B-RHR 熱交冷却水出口弁</td></tr> <tr><td>⑦^a※1</td><td>RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁</td></tr> <tr><td>⑦^a※2</td><td>RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁</td></tr> <tr><td>⑧^a</td><td>AHEF B-西側供給配管止め弁</td></tr> <tr><td>⑧^b</td><td>AHEF B-供給配管止め弁</td></tr> <tr><td>⑨^a</td><td>AHEF B-西側戻り配管止め弁</td></tr> <tr><td>⑨^b</td><td>AHEF B-戻り配管止め弁</td></tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;"> 記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。 ○※1~、□※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。 ○^a~、□^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 style="text-align: center;"> 第 1.7-19 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(2 / 4) (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合) </p> </p>	操作手順	弁名称	⑤※1	RCW B-DEG 冷却水入口弁	⑤※2	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	⑤※3	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	⑩	B-RHR 熱交冷却水出口弁	⑦ ^a ※1	RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁	⑦ ^a ※2	RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁	⑧ ^a	AHEF B-西側供給配管止め弁	⑧ ^b	AHEF B-供給配管止め弁	⑨ ^a	AHEF B-西側戻り配管止め弁	⑨ ^b	AHEF B-戻り配管止め弁	<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、概要図(2 / 2)に操作対象を記載 ・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は、冷却水確保の手順を 1.5 にて整備
操作手順	弁名称																										
⑤※1	RCW B-DEG 冷却水入口弁																										
⑤※2	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁																										
⑤※3	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁																										
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁																										
⑩	B-RHR 熱交冷却水出口弁																										
⑦ ^a ※1	RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁																										
⑦ ^a ※2	RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁																										
⑧ ^a	AHEF B-西側供給配管止め弁																										
⑧ ^b	AHEF B-供給配管止め弁																										
⑨ ^a	AHEF B-西側戻り配管止め弁																										
⑨ ^b	AHEF B-戻り配管止め弁																										



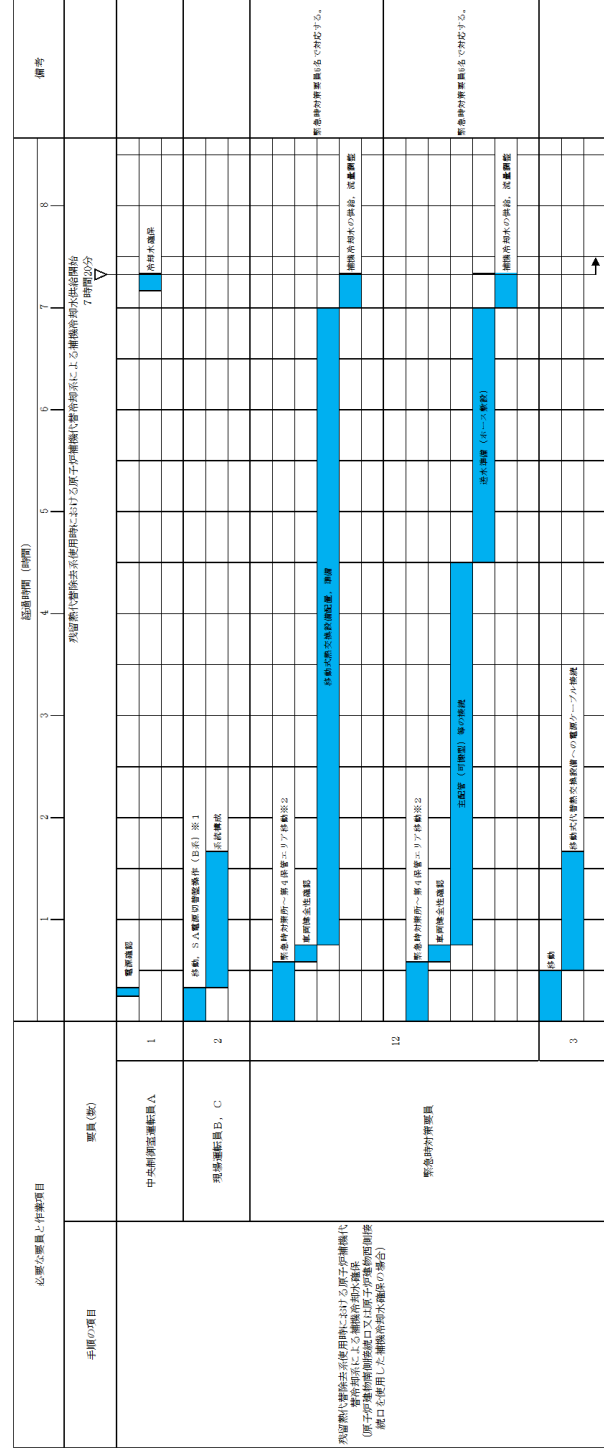
第 1.7-19 図 残留熱除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(3 / 4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="1774 724 2261 1621"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤*1</td> <td>RCW B-DEG冷却水入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*2</td> <td>B-RCW常用補機冷却水入口切替弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*3</td> <td>B-RCWサージタンク出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*4</td> <td>B-RCW常用補機冷却水出口切替弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*5</td> <td>RCW B-中央制御室冷凍機入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>B-RHR熱交冷却水出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*1</td> <td>RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>AHEF B-西側供給配管止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*3</td> <td>RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*4</td> <td>AHEF B-西側戻り配管止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2270 588 2359 1606"> 記載例 ○ :運転員操作の操作手順番号を示す。 □ :緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。 ○*1~ :同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 </p> <p data-bbox="2389 304 2478 1858"> 第 1.7-19 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(4 / 4) (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (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)) </p>	操作手順	弁名称	⑤*1	RCW B-DEG冷却水入口弁	⑤*2	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	⑤*3	B-RCWサージタンク出口弁	⑤*4	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	⑤*5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	⑩	B-RHR熱交冷却水出口弁	⑥*1	RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁	⑥*2	AHEF B-西側供給配管止め弁	⑥*3	RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁	⑥*4	AHEF B-西側戻り配管止め弁	
操作手順	弁名称																								
⑤*1	RCW B-DEG冷却水入口弁																								
⑤*2	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁																								
⑤*3	B-RCWサージタンク出口弁																								
⑤*4	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁																								
⑤*5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁																								
⑩	B-RHR熱交冷却水出口弁																								
⑥*1	RCW B-AHEF 西側供給配管止め弁																								
⑥*2	AHEF B-西側供給配管止め弁																								
⑥*3	RCW B-AHEF 西側戻り配管止め弁																								
⑥*4	AHEF B-西側戻り配管止め弁																								



※1 炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。

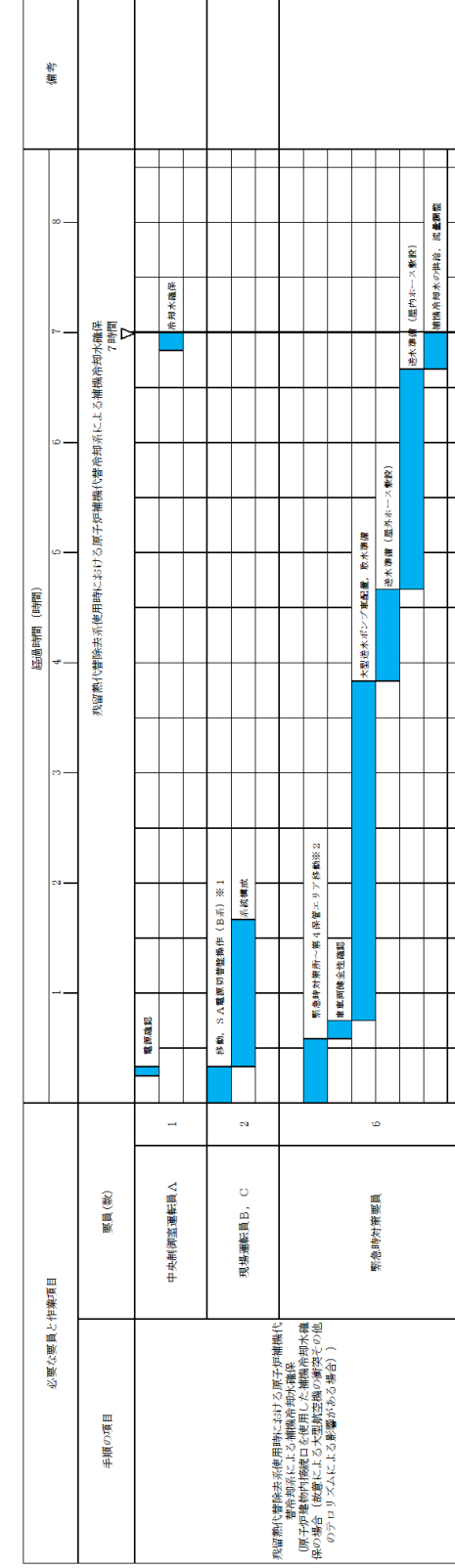
第 1.7.22 図 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート



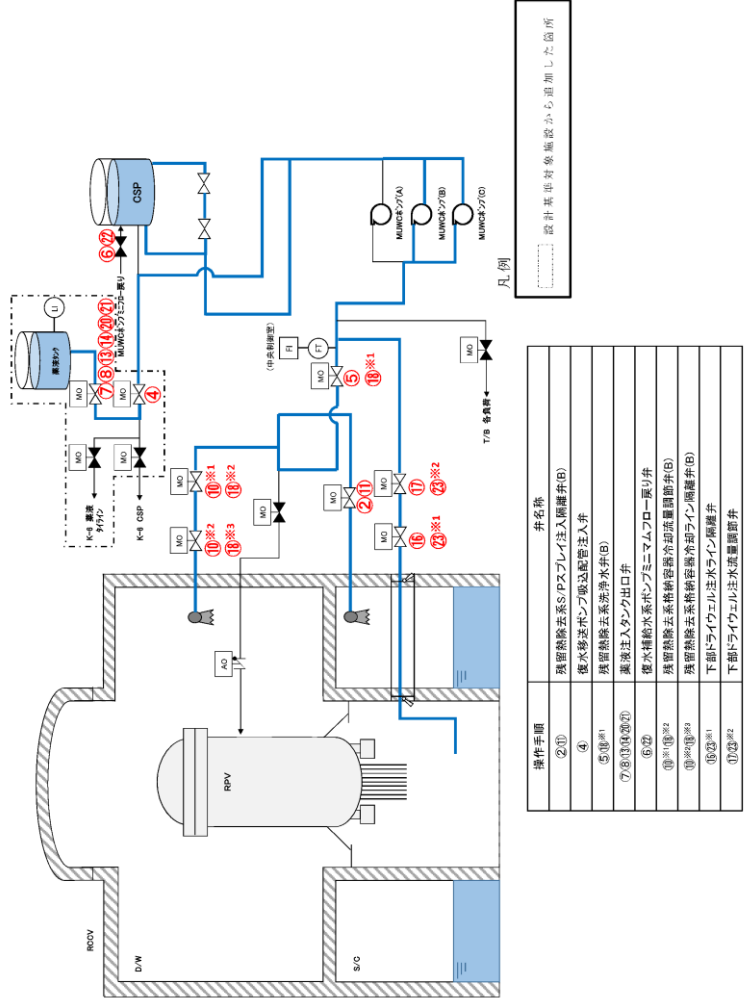
※1：非常用コントロールロッドシステムを稼働させる場合は、中央制御室運転員Aにて5分以内に対応できる。
 ※2：第1班員コントロールロッドシステムを稼働させる場合は、速やかに対応できる。

第 1.7-20 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート(1/2)
 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

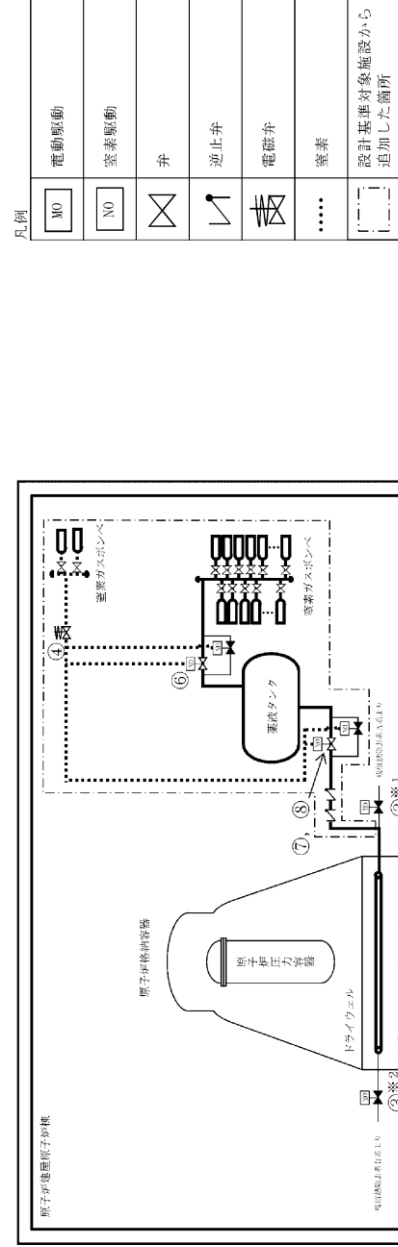
- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎6/7】
- ⑳の相違
- ・記載方針の相違
- 【東海第二】
- 東海第二は、冷却水確保の手順を1.5にて整備



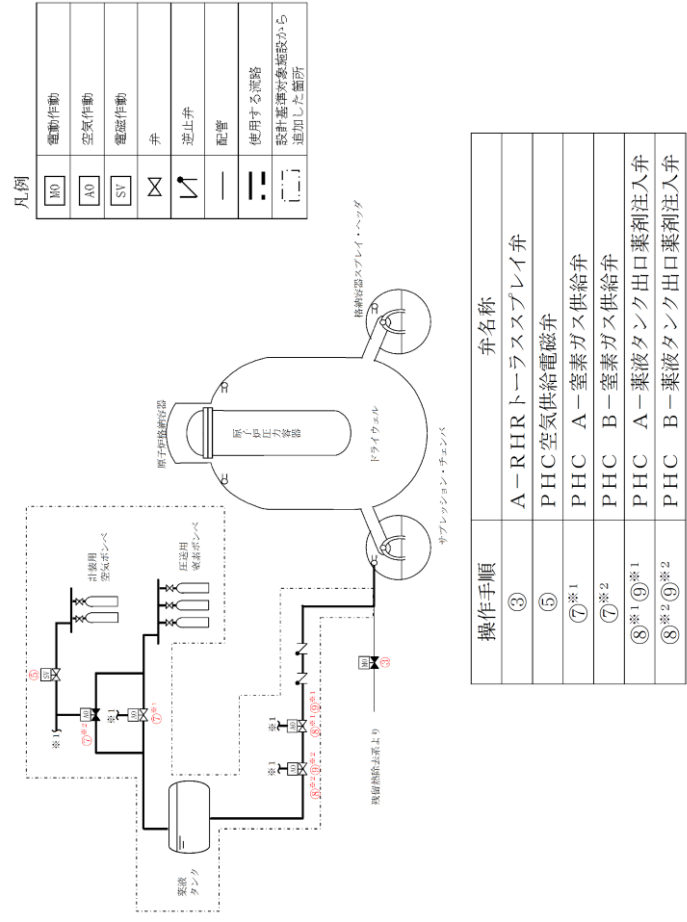
第 1.7-20 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート(2/2)
(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))



第 1.7.23 図 格納容器内 pH 制御 概要図

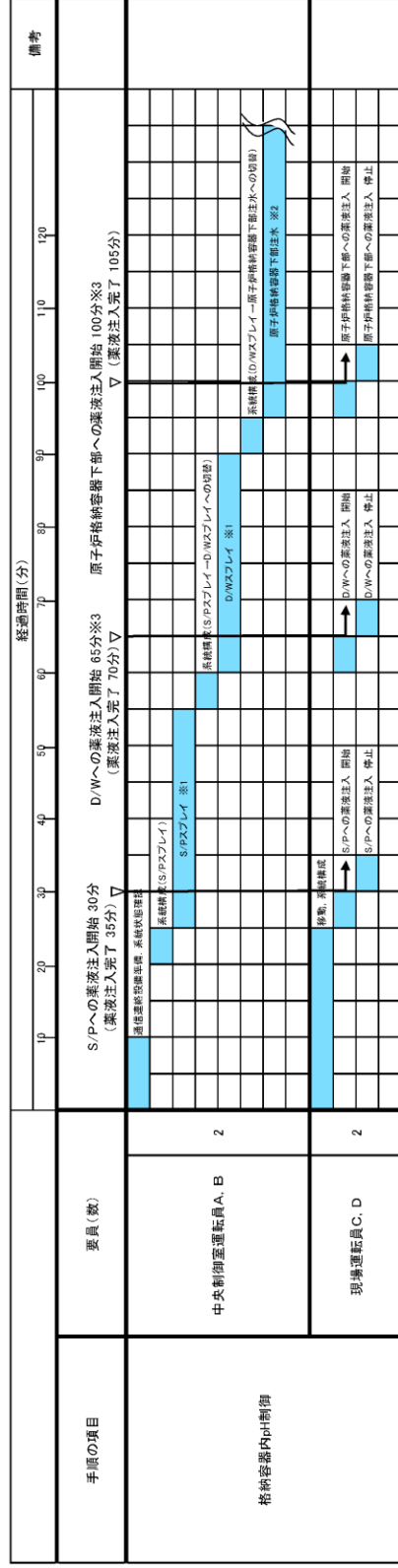


第 1.7-16 図 サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 概要図



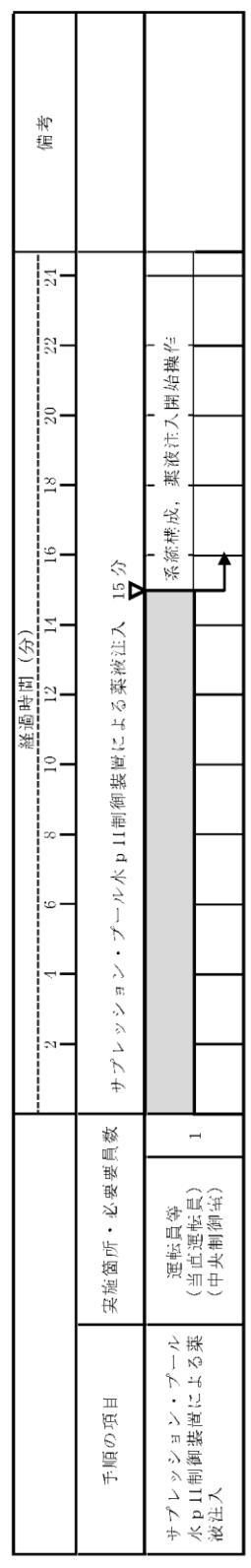
第 1.7-21 図 サプレッション・プール水 pH 制御 概要図

備考
 ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ④の相違
【柏崎 6/7】
 ㉑の相違

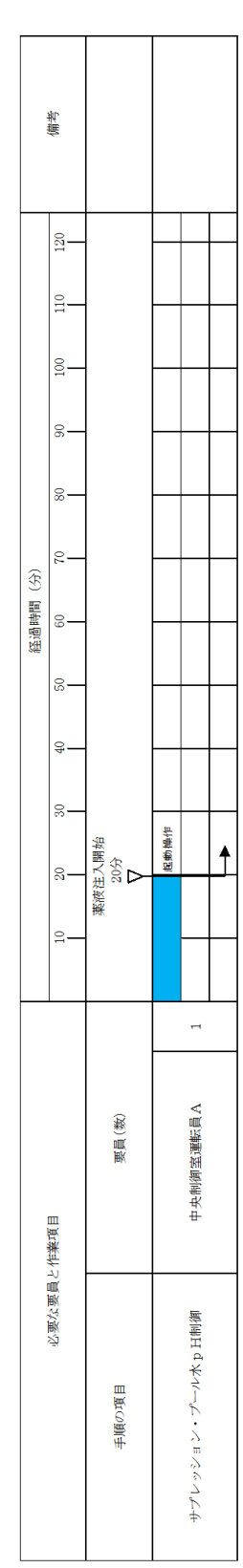


※1 薬液注入完了後は、配管フラッシングのため、スプレイを20分間実施する。
 ※2 薬液注入完了後は、格納容器下部水位が+2m (総注水量180m³) となるまで注水を継続する。
 ※3 薬液注入箇所を選択し実施する場合それぞれ30分で可能。

第 1.7.24 図 格納容器内 pH 制御 タイムチャート



第 1.7-17 図 サブプレッジョン・プールの pH 制御装置による薬液注入 タイムチャート



第 1.7-22 図 サブプレッジョン・プールの pH 制御 タイムチャート

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ㊸の相違

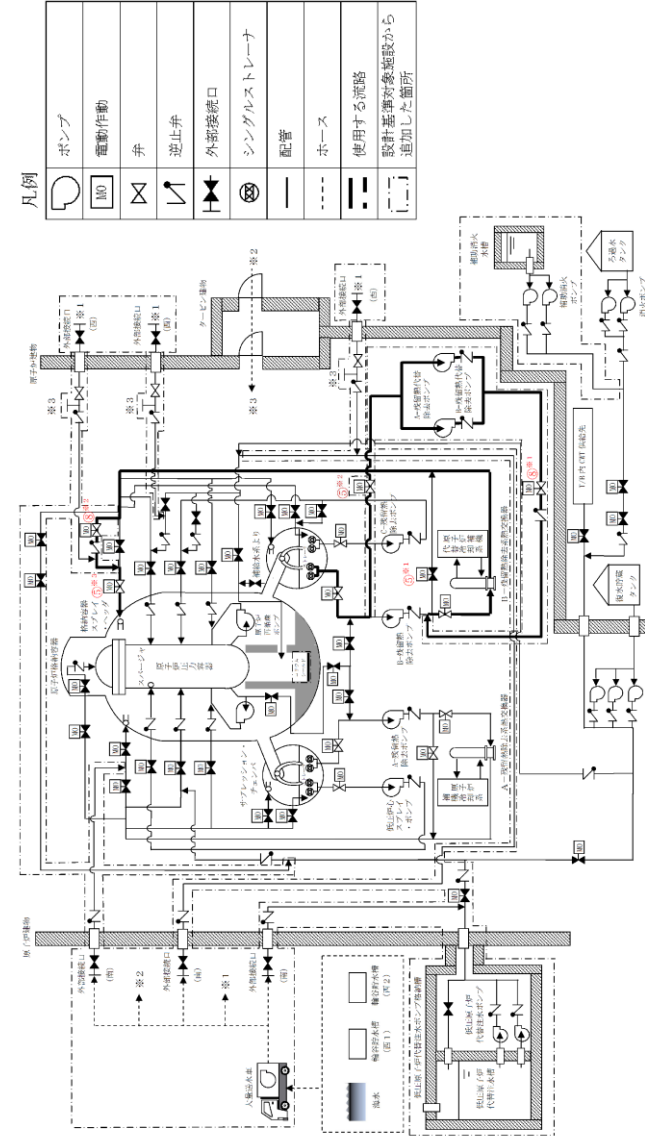
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ①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="1923 546 2240 1564"> <thead> <tr> <th data-bbox="1923 1255 1967 1564">操作手順</th> <th data-bbox="1923 546 1967 1255">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1967 1255 2027 1564">⑤※1</td> <td data-bbox="1967 546 2027 1255">B-熱交バイパス弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2027 1255 2086 1564">⑤※2</td> <td data-bbox="2027 546 2086 1255">RHR RHRライン入口止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2086 1255 2145 1564">⑤※3</td> <td data-bbox="2086 546 2145 1255">B-RHRドライウェル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2145 1255 2205 1564">⑧※1</td> <td data-bbox="2145 546 2205 1255">RHRライン流量調節弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2205 1255 2240 1564">⑧※2</td> <td data-bbox="2205 546 2240 1255">RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2255 1165 2285 1543">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。</p> <p data-bbox="2285 525 2315 1459">○※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 745 2418 1396">第1.7-23 図 ドライウェルpH制御 概要図(2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑤※1	B-熱交バイパス弁	⑤※2	RHR RHRライン入口止め弁	⑤※3	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	⑧※1	RHRライン流量調節弁	⑧※2	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	<p data-bbox="2537 262 2789 388">・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①の相違</p>
操作手順	弁名称														
⑤※1	B-熱交バイパス弁														
⑤※2	RHR RHRライン入口止め弁														
⑤※3	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁														
⑧※1	RHRライン流量調節弁														
⑧※2	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁														

--	--	--	--

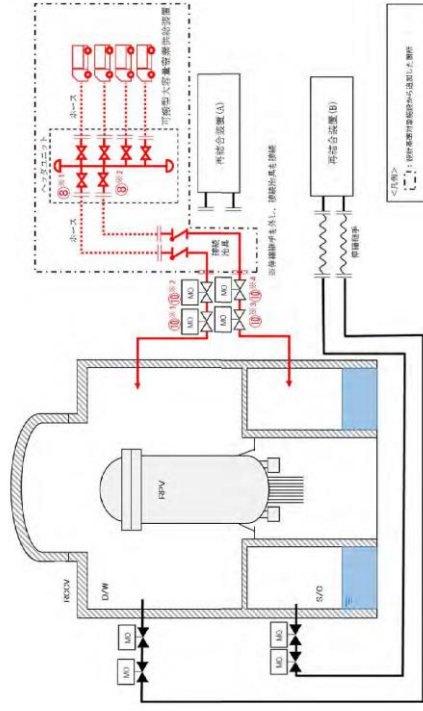
--	--	--	--

第1.7-24 図 ドライウェルpH制御 タイムチャート

必要の要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)
手順の項目		
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び降熱(原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	1	
	2	

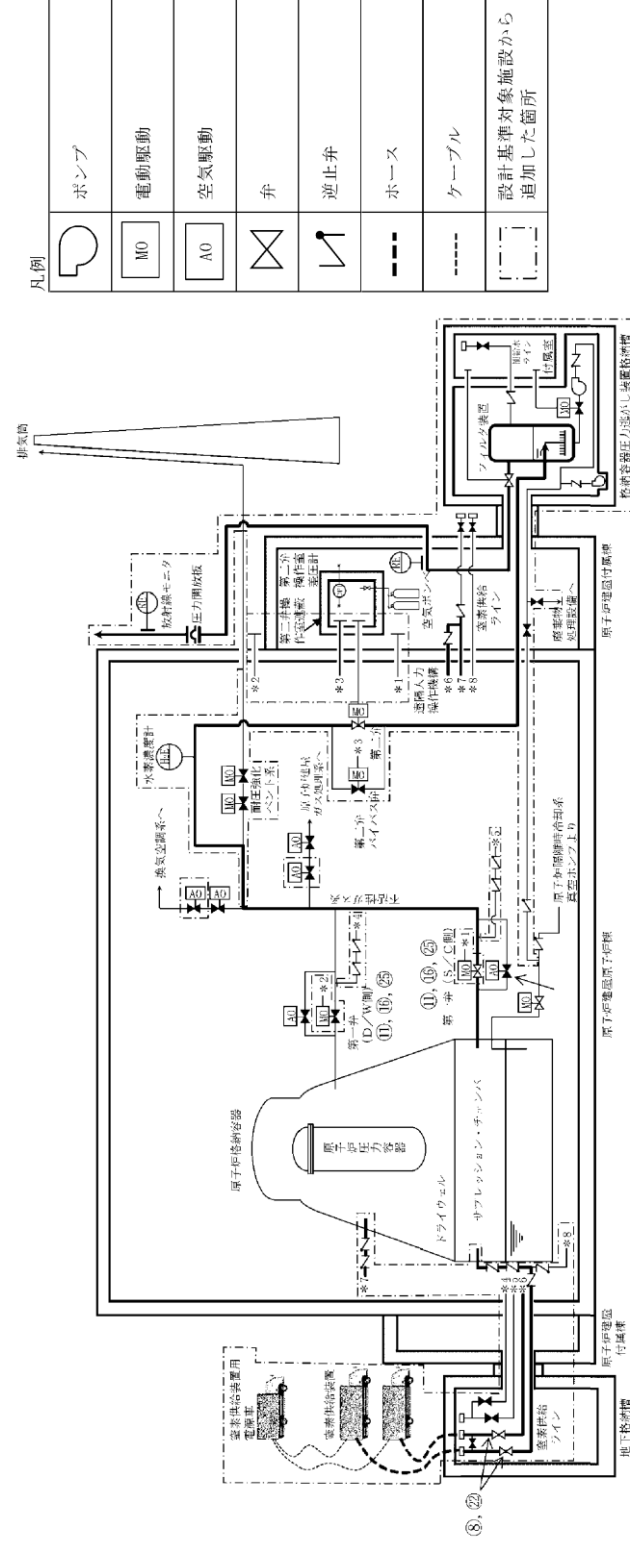
※1 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、35分以内が可能である。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 ①の相違



操作手順	弁名称
⑧※1	窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁
⑧※2	窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁
⑩※1	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁
⑩※2	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁
⑩※3	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁
⑩※4	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁

第1.7.25 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図



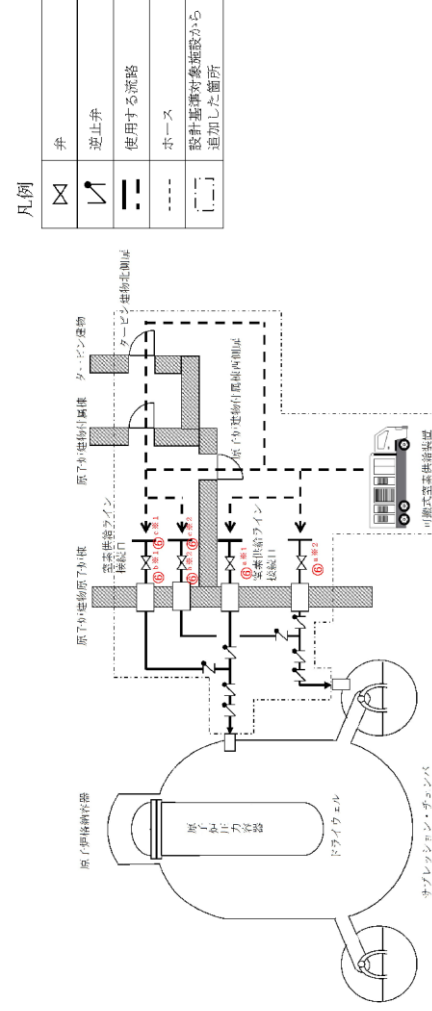
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	ケーブル
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧, ⑨	窒素ガス補給弁 (S/C側及びD/W側)	⑩, ⑬, ⑮	第一弁 (S/C側又はD/W側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.7-10 図 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 概要図



凡例

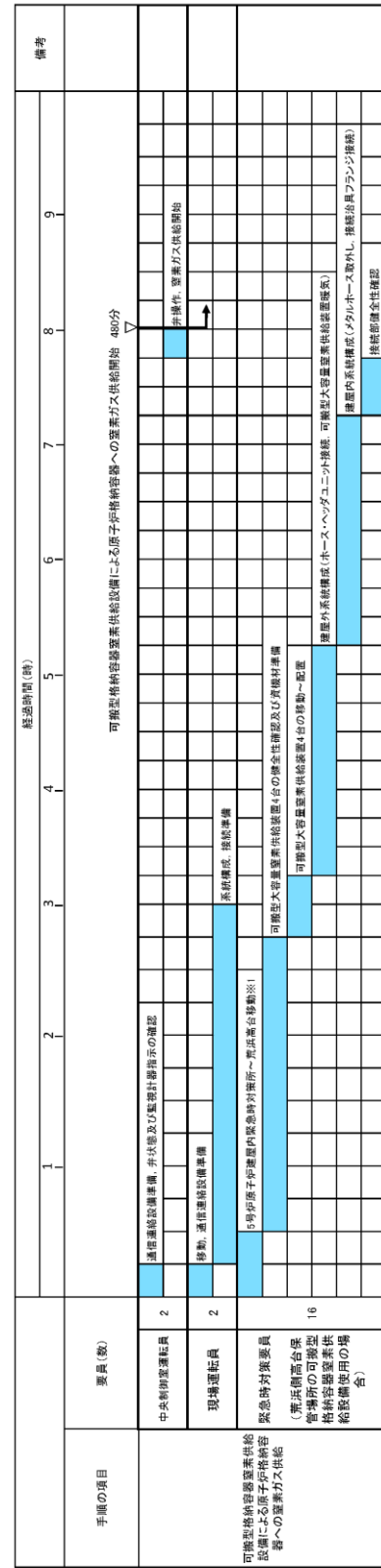
	弁
	逆止弁
	使用する管路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑥a※1	ANI代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑥a※2	ANI代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
⑥b※1, ⑥c※1	ANI建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑥b※2, ⑥c※2	ANI建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

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。
 ○b1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を基礎とする対象弁がある場合、その実施順を示す。

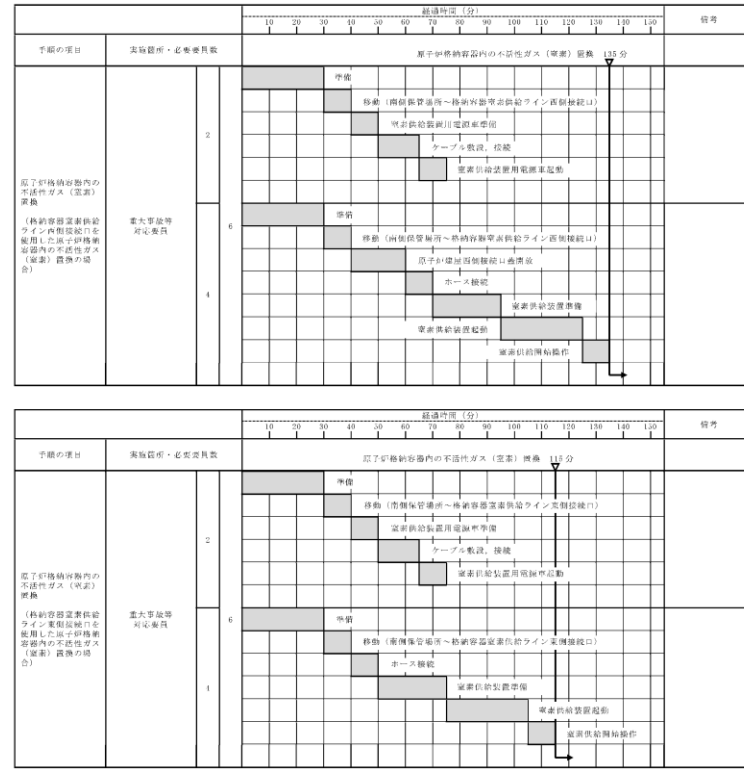
第1.7-25 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ④の相違

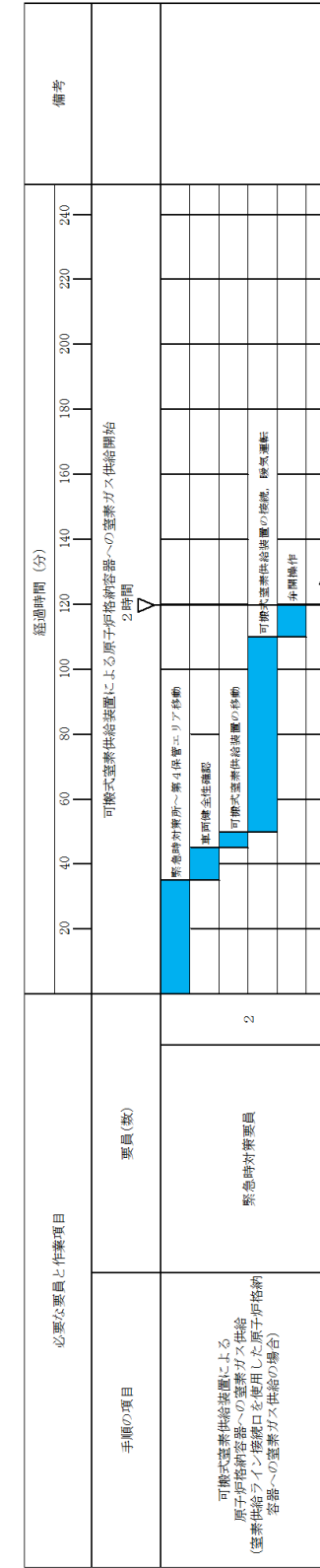


※1 大表側高台保管場所への移動は、20分と想定する

第 1.7.26 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



第 1.7-11 図 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート



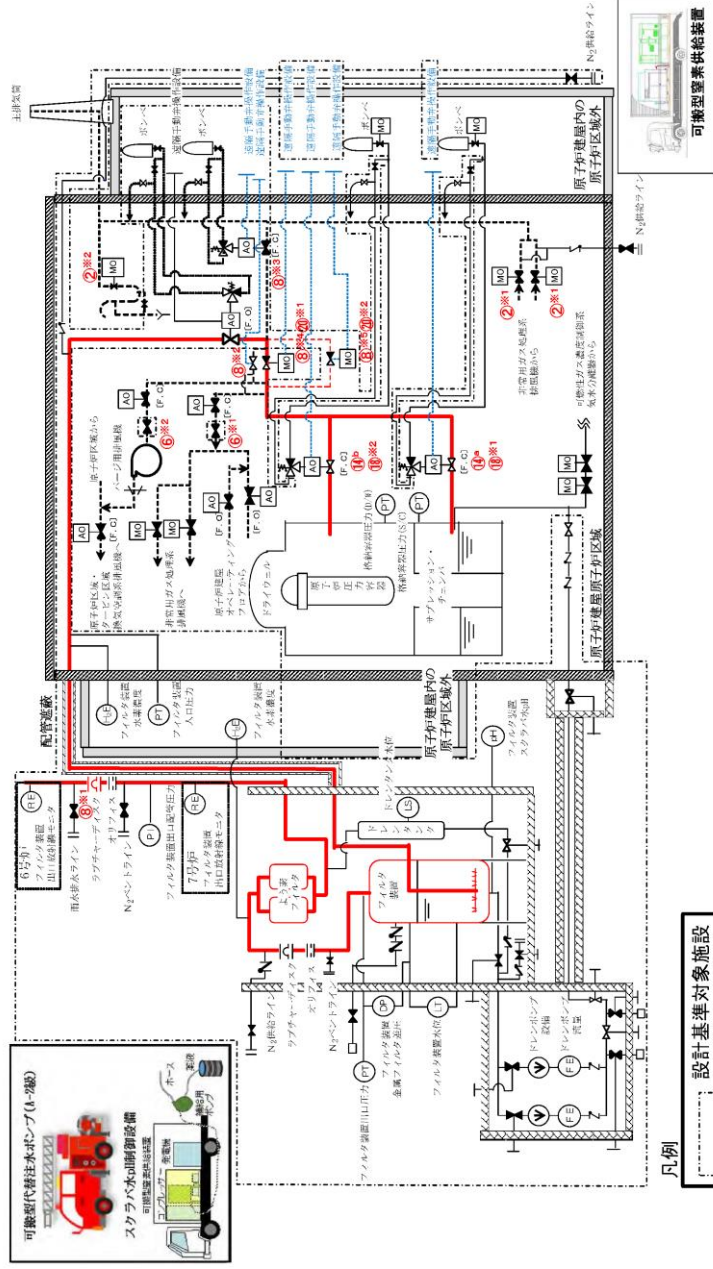
第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(1/3)

(窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

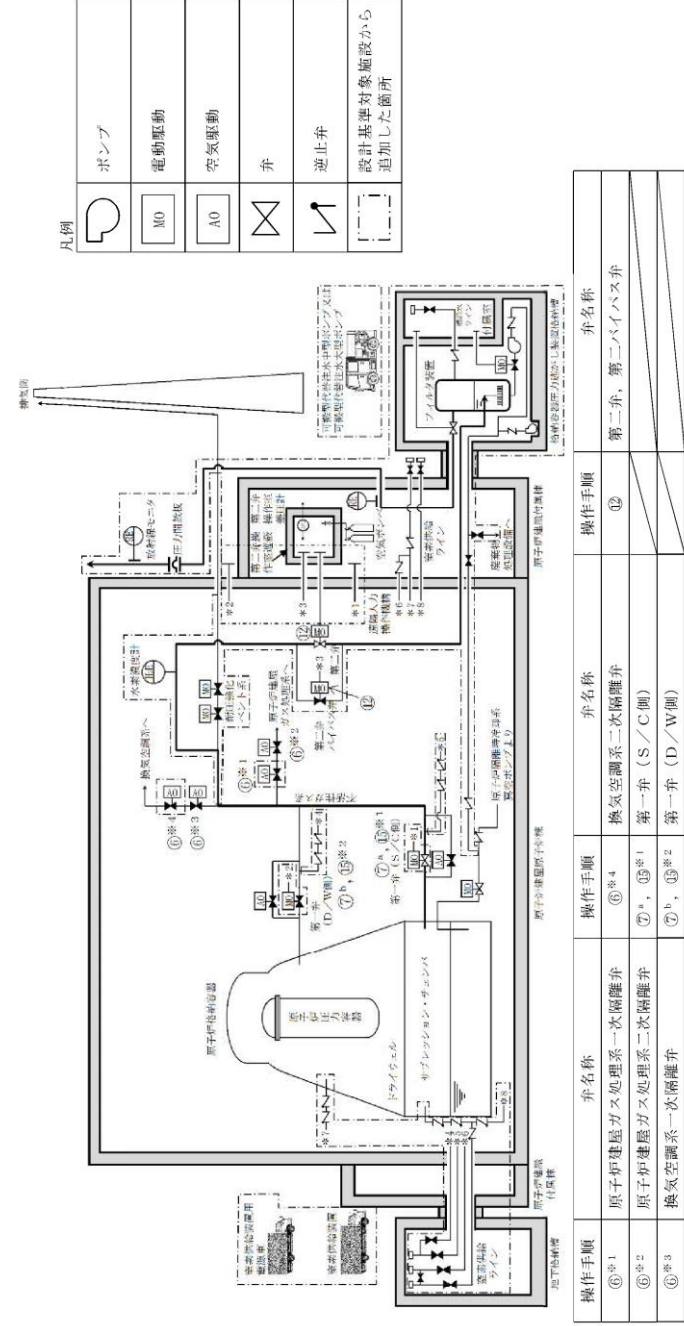
- ・体制及び運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】
- ⑳の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: center;"> 第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(2/3) (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した 原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合) </p>	<ul style="list-style-type: none"> 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備

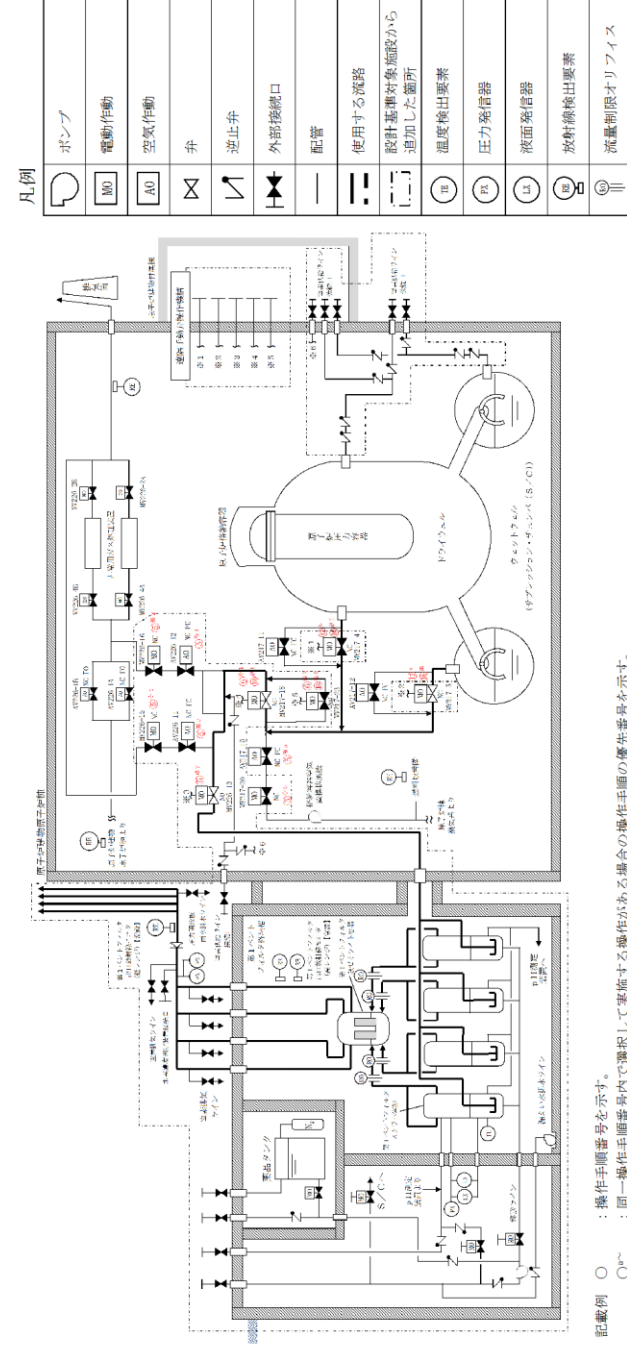
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1973 325 2270 1827" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="2329 451 2478 1753"> 第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(3 / 3) (窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) </p>	<ul style="list-style-type: none"> 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備



第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図 (1/2)



第 1.7-18 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図



第 1.7-27 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (1 / 2) 概要図

- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ④の相違

操作手順	弁名称
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑥※2	換気空調系第二隔離弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑧※3	耐圧強化ベント弁
⑧※4 ⑩※1	二次隔離弁
⑧※5 ⑩※2	二次隔離弁バイパス弁
⑭ ^a ⑯※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)
⑭ ^b ⑯※2	一次隔離弁(ドライウエル側)

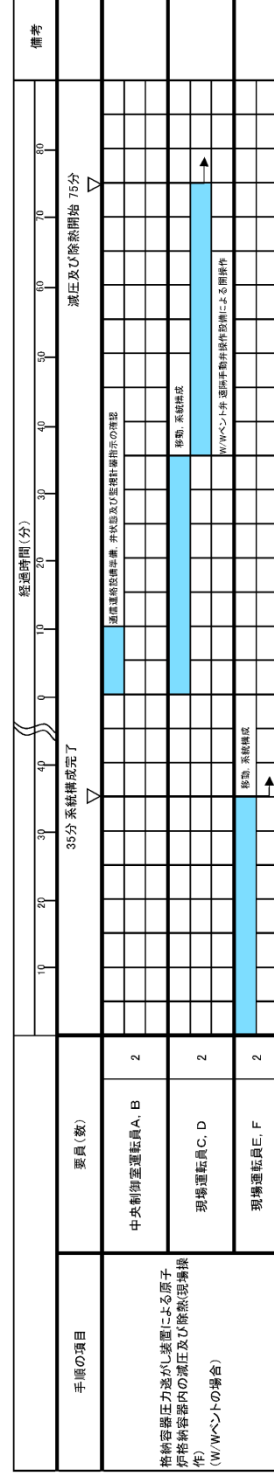
第 1. 7. 27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図 (2/2)

・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

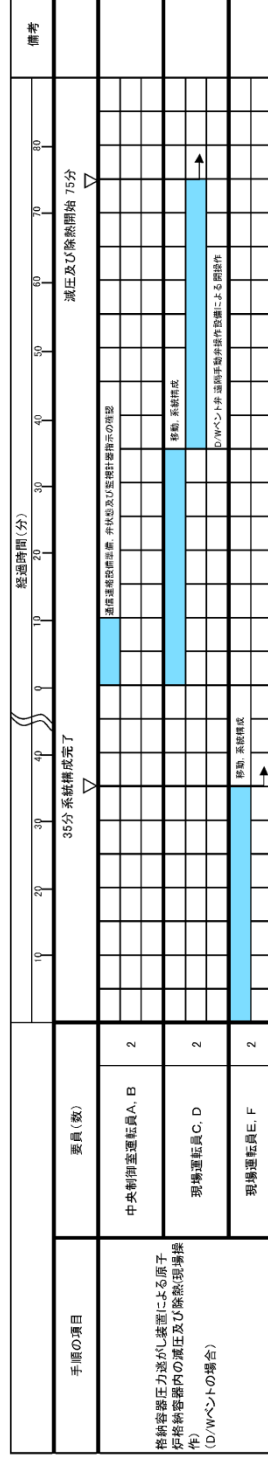
操作手順	弁名称
⑤※1	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑤※2	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑤※3	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑤※4	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑤※5	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※7	SGT F C V S 第1ベントフィルタ入口弁
⑥※1 ⑱※1	NGC非常用ガス処理入口隔離弁
⑥※2 ⑱※2	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
⑫ ^a ⑲※1	NGC N 2 トーラス出口隔離弁
⑫ ^b ⑲※2	NGC N 2 ドライウエル出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※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。

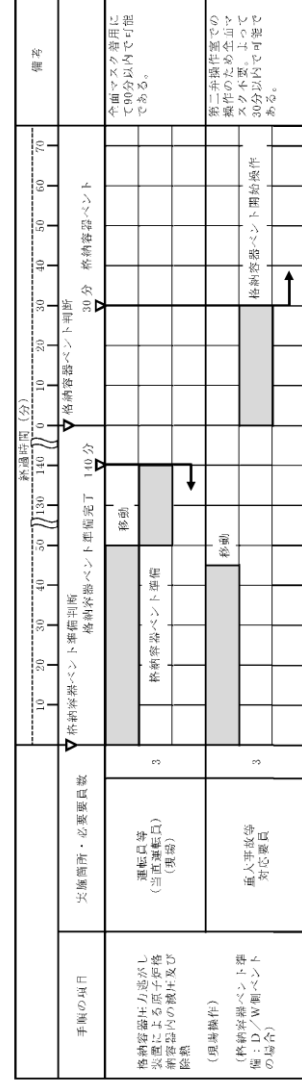
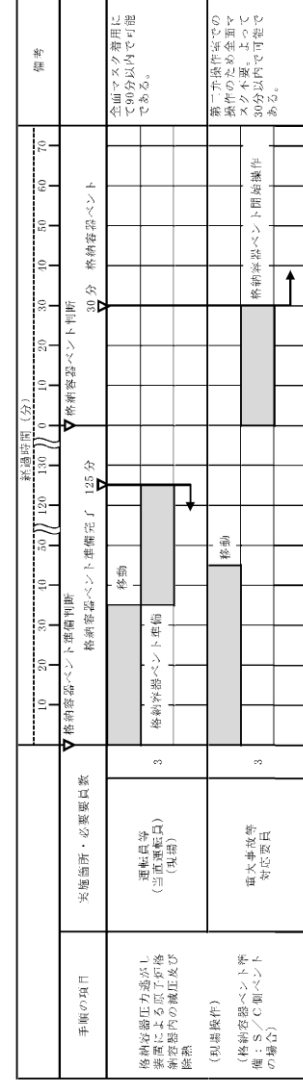
第 1. 7 - 27 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図 (2 / 2)



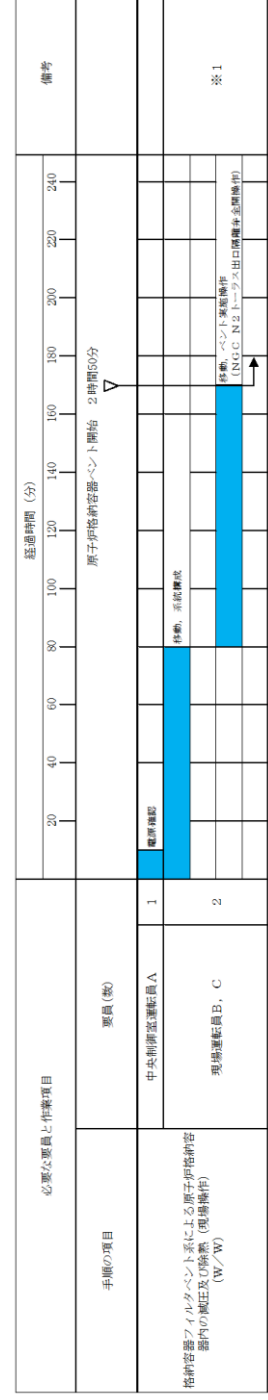
第1.7.28 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (W/Wベントの場合)



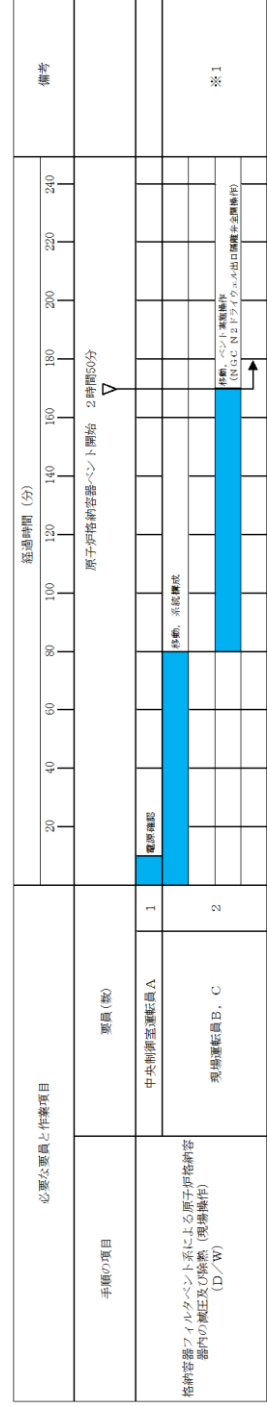
第1.7.29 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (D/Wベントの場合)



第1.7-19 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (1/2) 格納容器ベント



第1.7-28 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート (現場操作による原子炉格納容器ベント)



第1.7-29 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート (現場操作による原子炉格納容器ベント)

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑳の相違

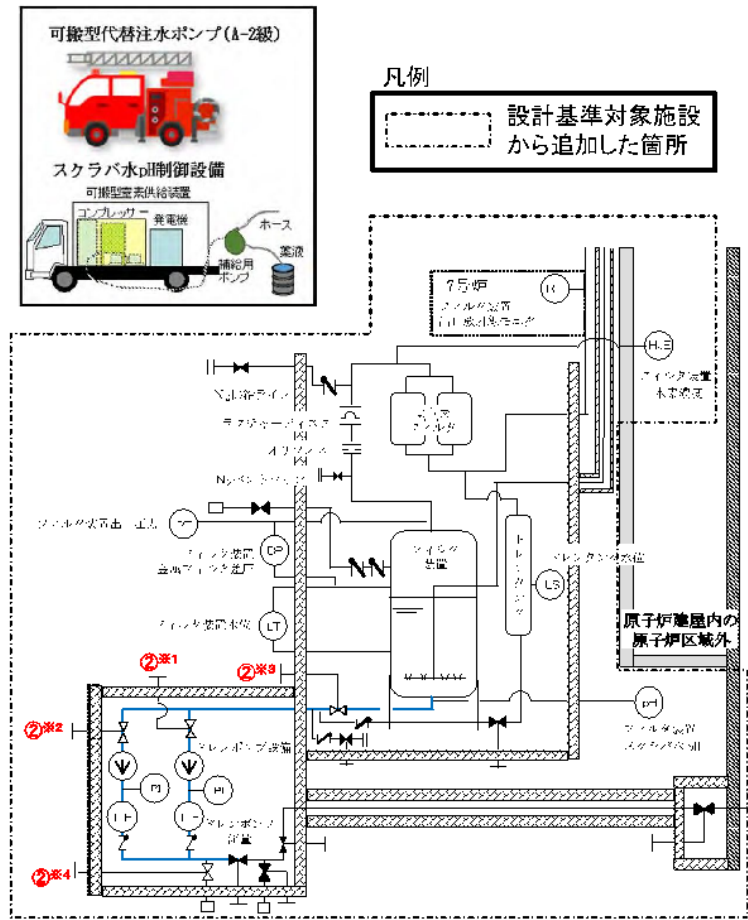
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)															備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	
第二弁操作空気がポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	実施箇所・必要要員数	サブレーション・プール水位が通常水位+5.5m到達															50分 第二弁操作室の正圧化準備完了
	直入事故等対応要員	移動															
	3	系統構成															

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	13	14	15	
第二弁操作空気がポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	実施箇所・必要要員数	サブレーション・プール水位が通常水位+6.4m到達															4分 第二弁操作室空気をポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化
	直入事故等対応要員	正圧化開始操作															
	3																※1

※1：第二弁操作室空気がポンベユニット(空気ポンベ)を24本のうち19本を使用することにより、第二弁操作室を5時間正圧化可能である。

第1.7-19 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) タイムチャート(2/2)

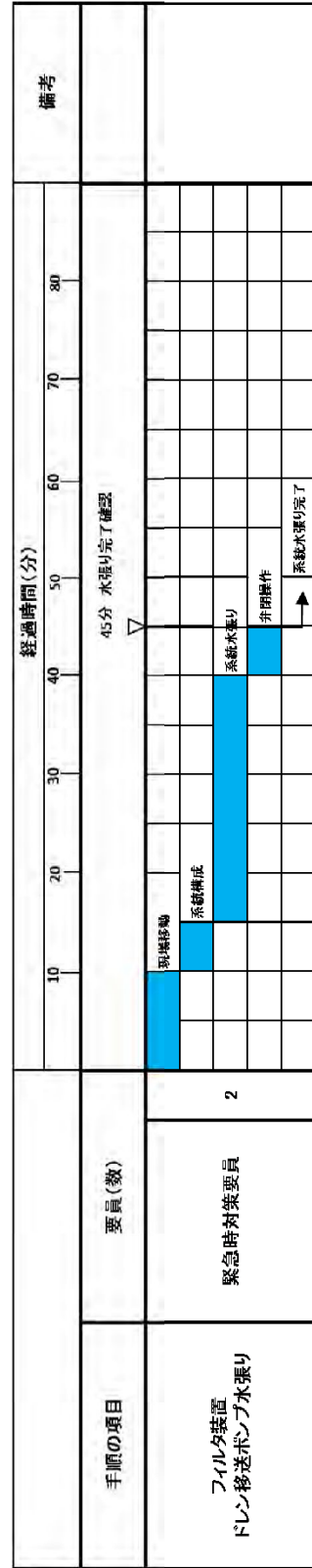
・運用の相違
【東海第二】
②の相違



操作手順	井名称
②※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A
②※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B
②※3	FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁
②※4	FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁

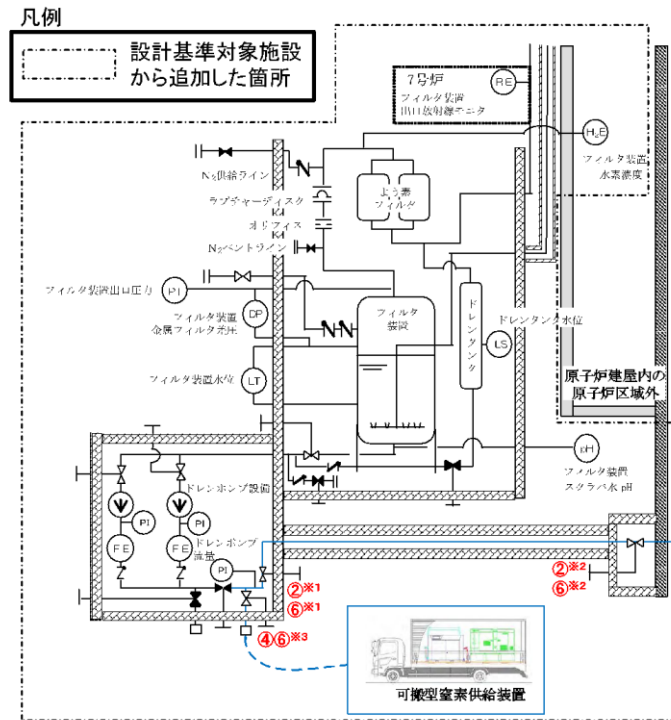
第 1.7.5 図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り 概要図

・運用の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉のドレン移送設備は、常時満水保管のため起動時に水張り不要



第1.7.6 図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート

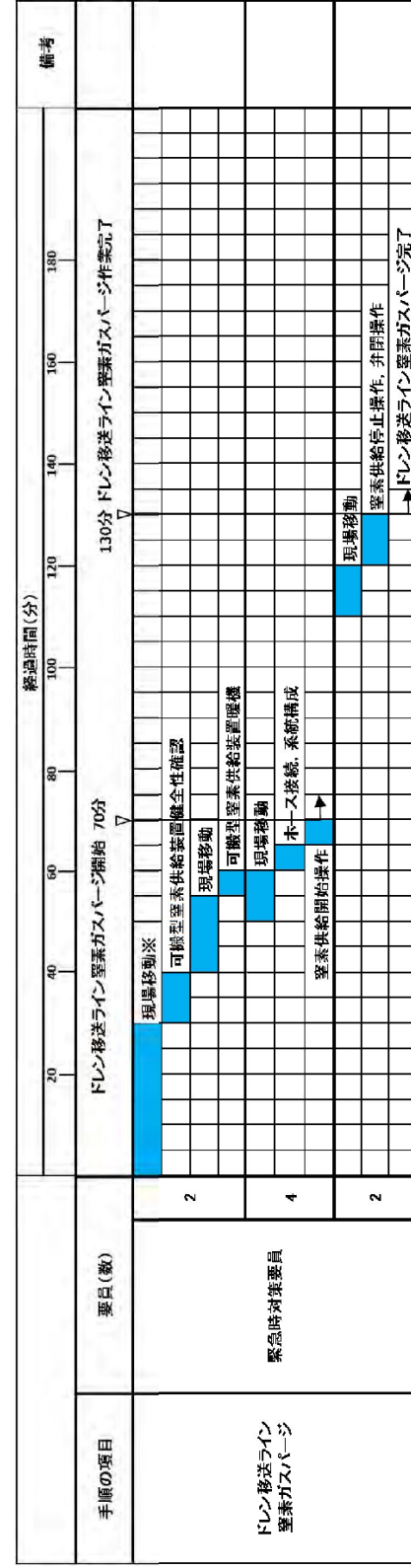
・運用の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉のドレン移送設備は、常時満水保管のため起動時に水張り不要



操作手順	弁名称
②※1 ⑥※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※2 ⑥※2	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁
④⑥※3	FCVSフィルタベント装置ドレンラインN ₂ バージ用元弁

第 1.7.15 図 ドレン移送ライン窒素ガスパージ 概要図

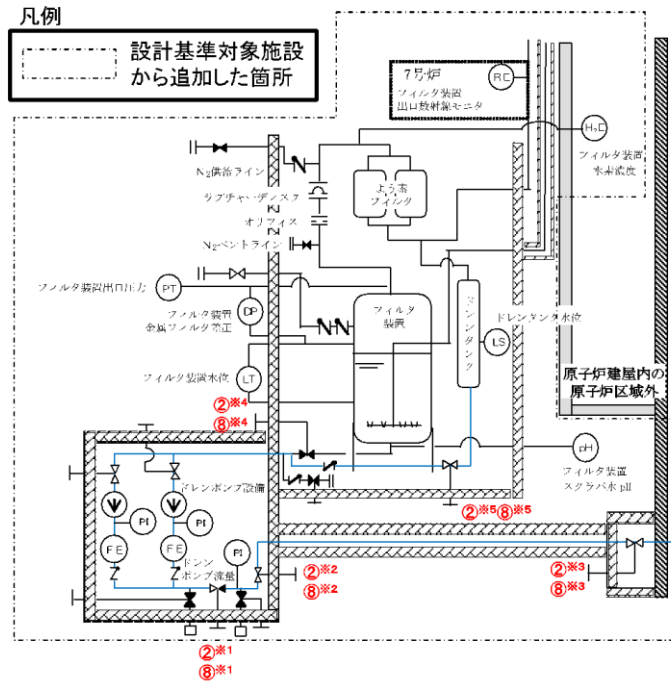
・設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉の排水ラインは、常時満水状態であるため、窒素ガスによる不活性化は不要



※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第1.7.16 図 ドレン移送ライン窒素ガスバージ タイムチャート

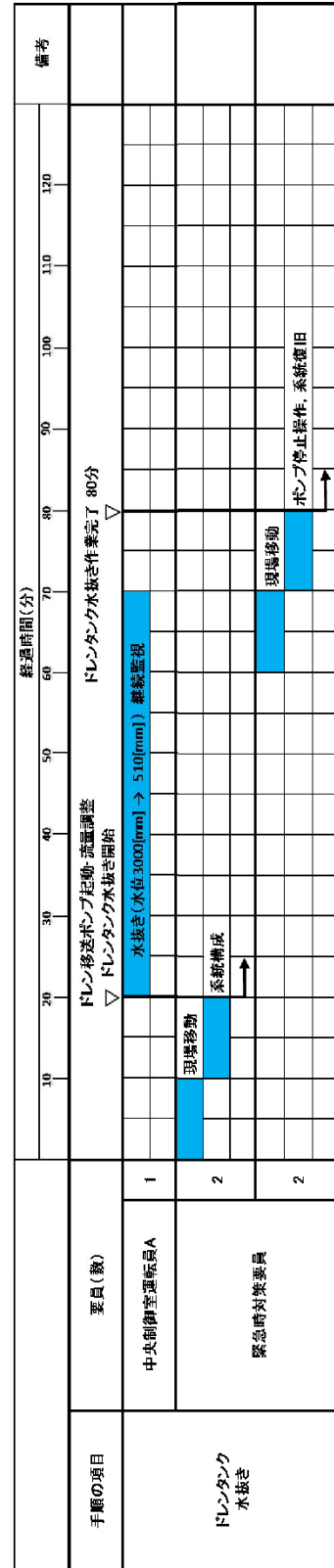
・設備の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉の排水ラインは、常時満水状態であるため、窒素ガスによる不活性化は不要



操作手順	弁名称
②※1⑧※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
②※2⑧※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※3⑧※3	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁
②※4⑧※4	FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁
②※5⑧※5	FCVSフィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁

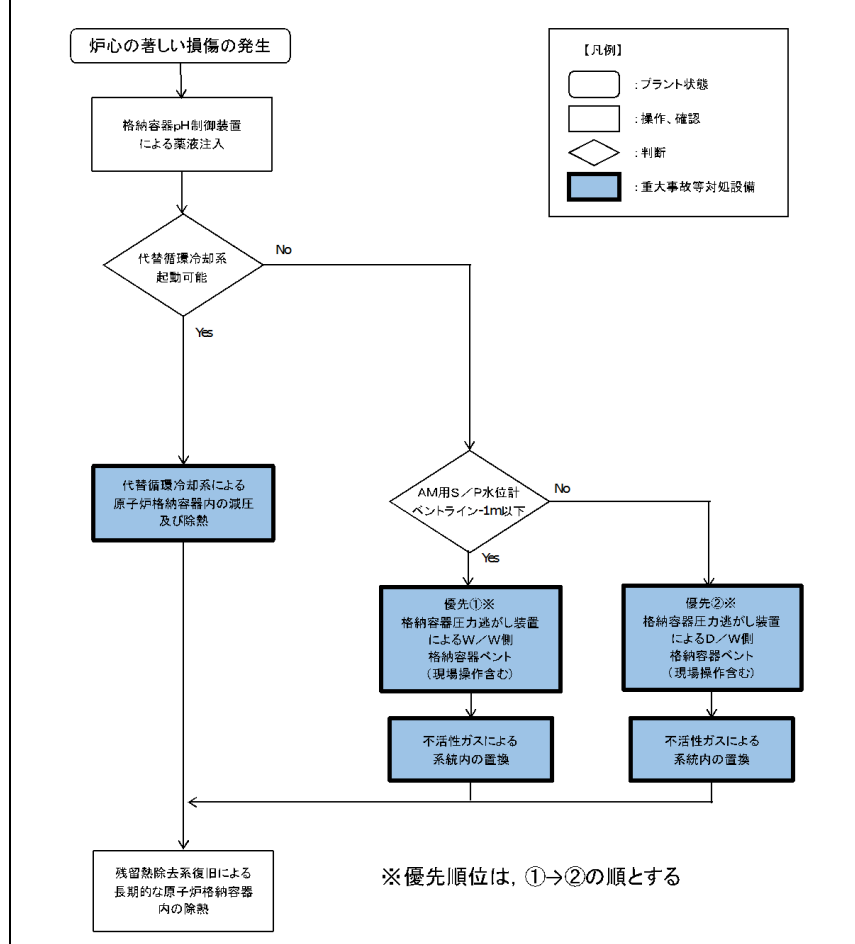
第 1.7.17 図 ドレンタンク水抜き 概要図

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違

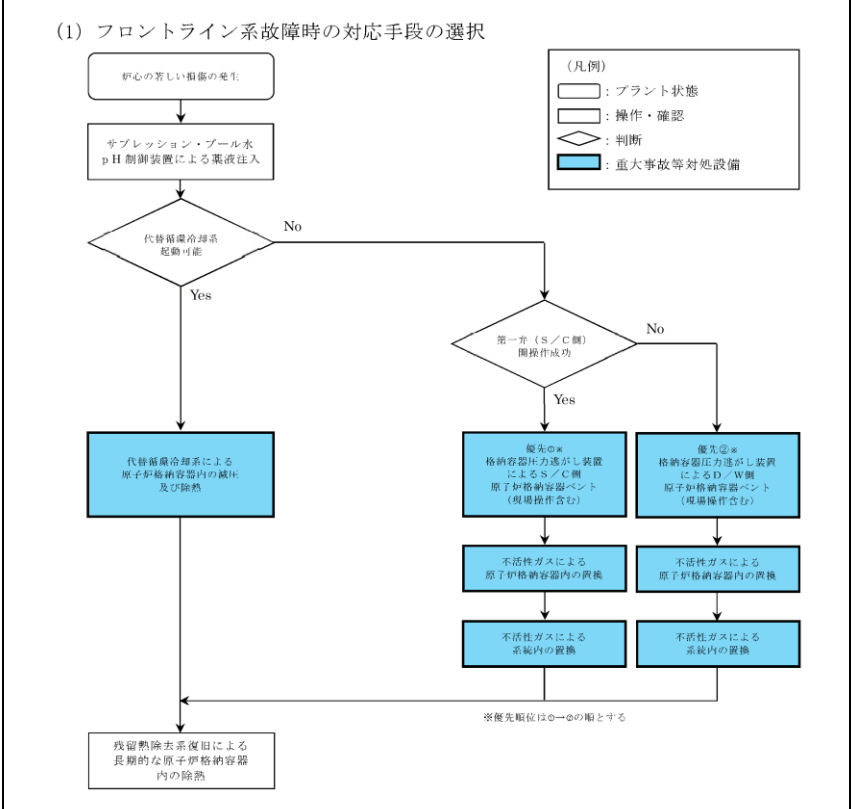


第1.7.18 図 ドレンタンク水抜き タイムチャート

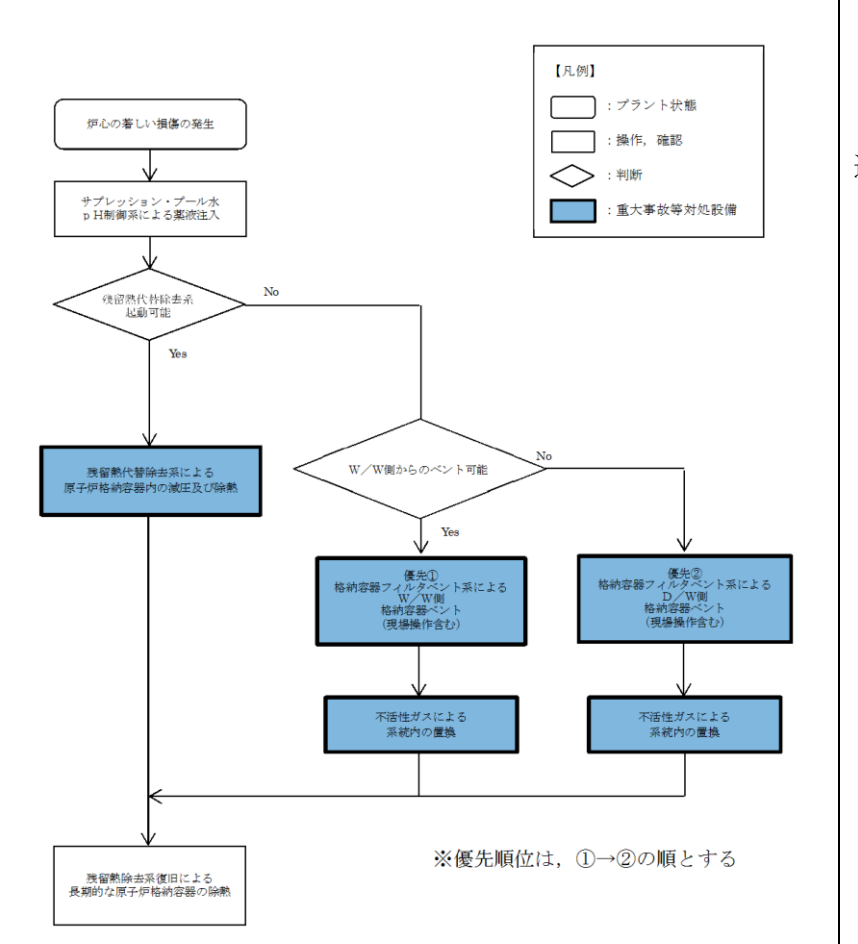
・設備の相違
【柏崎6/7】
③の相違



第 1.7.30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート



第 1.7-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート



第1.7-30図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

・運用の相違
【柏崎6/7】
ベント実施基準の相違
・運用の相違
【東海第二】
⑨⑩の相違

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
-	-	u) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	u) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	④
		v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	⑤
		w) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	w) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑩
		ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	⑧

※1: 1.13 重大事故等の取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換水源 (措置)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (第50条)	技術基準規則 (第65条)	番号
(2) 放射線防護 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する手順等を整備すること。	④	b) 上記3a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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設備をいう。	b) 上記3a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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設備をいう。	—
(3) 隔離弁等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	⑤	1) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	1) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	⑫
b) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	2) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	2) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
c) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	⑧	3) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えばSGTS) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	3) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えばSGTS) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
d) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	⑧	4) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	4) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	⑮
e) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	⑤	5) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	5) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	⑯
f) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	6) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	6) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	⑧	7) ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	7) ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	⑱
格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも隔離伊心及び水没の影響を受けない場所に接続されていること。	⑩	8) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも隔離伊心及び水没の影響を受けない場所に接続されていること。	8) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも隔離伊心及び水没の影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	9) 使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	9) 使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	⑩	4 3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/7)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
b) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えばSGTS) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えばSGTS) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
(4) 放射線防護 a) 使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	⑩	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する設備を整備すること。	⑮
		v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉鎖操作ができること。	⑯
		vi) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 伊心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮断又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
		vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、パイプス等を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたもの) ではなく、例えば、配管の異常充満を目的としたもの) を使用する場合はラプチャーディスクを強制的に手動で破断する装置を設置する場合を除く。	⑱
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも隔離伊心及び水没の影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも隔離伊心及び水没の影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高濃度となるフィルター等からの破ばくを低減するための遮断等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

※1: 1.13 重大事故等の取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換水源 (措置)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段		自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	機能	機器名称	設置 可/不可	必要時内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	新設						
	よう素フィルタ	新設						
	ラプチャーディスク	新設						
	ドレン移送ポンプ	新設						
	ドレンタンク	新設						
	遠隔手動弁操作設備	新設						
	遠隔空気駆動弁操作作用弁	既設 新設						
	可搬型電源供給装置	新設						
	スクラビング水pH制御設備	新設						
	フィルタベント遮断装置	新設						① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲
	配管遮断	新設						
	不活性ガス系配管・弁	既設						
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設 新設						
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設						
	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	既設 新設						
	ホース・接続口	新設						
	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む)	既設						
	可搬型代替注水ポンプ(A-2機)	新設						
	常設代替交流電源設備	新設						
	可搬型代替交流電源設備	新設						
代替所内電気設備	既設 新設							
常設代替直流電源設備	新設							
可搬型内流電源設備	新設							
防火水槽 ※1	新設							
淡水貯水池 ※1	新設							
第二代替交流電源設備	新設							

※1: 「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)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/8)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備			
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称	
	フィルタ装置	新設				淡水タンク	
	圧力開放板	新設					
	移送ポンプ	新設					
	遠隔人力操作機構	新設					
	第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)	新設					
	第二弁操作室差圧計	新設					
	可搬型電源供給装置	新設					
	フィルタ装置遮断	新設					
	配管遮断	新設					
	第二弁操作室遮断	新設					
	第一弁(S/C側)	既設					
	第一弁(D/W側)	既設					
	第二弁	新設					
	第二弁バイパス弁	新設					
	不活性ガス系配管・弁	既設					
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設					
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設					
	第二弁操作室空気ポンベユニット(配管・弁)	新設					
	電源供給配管・弁	新設					
	移送配管・弁	新設					
	補給水配管・弁	新設					
	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む)	既設					
	真空破壊弁	既設					
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設					
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設					
	西側淡水貯水設備	新設					
	代替淡水貯槽	新設					
	常設代替交流電源設備	新設					
	可搬型代替交流電源設備	新設					
	常設代替直流電源設備	新設					
	可搬型代替直流電源設備	新設					
	燃料給油設備	新設					

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

①
②
③
④
⑤
⑥
⑦
⑧
⑨
⑩
⑪
⑫
⑬
⑭
⑮
⑯
⑰
⑱
⑲

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/7)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手順			自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可/不可	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
格納容器フィルタベント系による格納容器内の減圧及び除熱	第1ベントフィルタ	新設							
	スクラビング装置	新設							
	第1ベントフィルタ	新設							
	破砕オライト装置	新設							
	遠隔手動弁操作機構	新設							
	圧力開放板	新設							
	可搬型電源供給装置	新設							
	ホース・接続口	新設							
	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む)	既設							
	格納容器フィルタベント系配管・弁	新設							
	空室ガス制御系配管・弁	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
ドレン移送ポンプ	新設								
薬品注入タンク	新設								
大量排水車	新設								
輪谷貯水槽(西1)※1	既設								
輪谷貯水槽(西2)※1	既設								
ホース・接続口	新設								

※1: 「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)

・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
・運用の相違
【東海第二】
②の相違
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
⑥の相違
島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間において、スクラビング水補給及び排水不要なため、自主対策設備として整理

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
現場操作	遠隔手動弁操作設備	新設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	遠隔空気駆動弁操作作用シブ	既設							
不活性ガス系統内のガス置換	遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	既設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設							
-	ホース・接続口	新設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	自原圧子破損格納容器止器	可搬式大容量窒素供給装置	可設	480分	20名	自主対策とする理由は本文参照
代替格納冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	既設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	代替原子炉格納冷却系	新設							
	可搬式代替注水ポンプ (5.2号機)	新設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ	既設							
	高圧中心注水系統配管・弁	既設							
	復水供給水系統配管・弁	既設							
	給水系統配管・弁・ストレーナ	既設							
	格納容器スプレイ・ヘッド	既設							
	ホース	新設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬式代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
	防火水槽 幸1	新設							
	換水貯水罐 幸1	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
	-	-							
-	-	-	-	-	格納容器pH制御設備	常設	D/Eへの薬液注入開始まで60分		
-	-	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器下部への薬液注入開始まで100分	-

※1: 「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)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備				
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称	既設 新設	備考
代替格納冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替格納冷却系ポンプ	新設	①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	可搬式代替注水大型ポンプ	既設	-
	残留熱除去系熱交換器	既設				ホース	既設	
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				代替格納冷却系	既設	
	残留熱除去系海水系ストレート	既設				ホース・接続口	新設	
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬式代替注水大型ポンプ	新設	
	緊急用海水系ストレート	新設				サブプレッション・チェンバ	既設	
	可搬式代替注水大型ポンプ	新設				代替淡水貯槽	新設	
	サブプレッション・チェンバ	既設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイ・ヘッド	既設	
	代替淡水貯槽	新設				代替格納冷却系配管・弁	新設	
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイ・ヘッド	既設				ホース	新設	
	代替格納冷却系配管・弁	新設				原子炉圧力容器	既設	
	ホース	新設				原子炉格納容器	既設	
	原子炉圧力容器	既設				常設代替交流電源設備	新設	
	原子炉格納容器	既設				燃料補給設備	新設	

島根原子力発電所 2号炉

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/7)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
現場操作	遠隔手動弁操作設備	新設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設							
不活性ガス系統内の置換	ホース・接続口	新設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設							
-	-	-	-	原子炉格納容器止器	可搬式窒素供給装置	可設	2時間	2名	自主対策とする理由は本文参照
代替格納冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系ポンプ	新設	①③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉格納冷却系	新設							
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	高圧原子炉代替注水系統配管・弁	新設							
	格納容器スプレイ・ヘッド	既設							
	ホース・接続口	新設							
	原子炉圧力容器	既設							
原子炉格納容器	既設								
常設代替交流電源設備	新設								
代替所内電気設備	既設								
大量送水車	新設								
輪谷貯水槽 (西1) ①	既設								
輪谷貯水槽 (西2) ①	既設								

※1: 「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)

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
- ・運用の相違
【東海第二】
⑨の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は, サプレッション・プール水pH制御について, 審査基準, 基準規則と対処設備の対応表(5/7)にて記載
- ・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は, 現場操作, 不活性ガスによる系統内の置換, 原子炉格納容器負圧破損防止について, 審査基準, 基準規則と対処設備の対応表(5/8)にて記載

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨ ⑫ ⑬	-		
	第二号機作室空気ポンプ ユニット (空気ポンプ)	新設				
	第二号機作室冷却計	新設				
	第二号機作室冷却機	新設				
不活性ガス (窒息) による系統内の置換	格納容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設	① ⑨ ⑬	-		
	可搬型電源供給装置	新設				
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				
	燃料容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設				
	フィルタ装置	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料供給設備	新設					
原子炉格納容器 負圧破損防止	格納容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設	① ④ ⑨ ⑬	-		
	可搬型電源供給装置	新設				
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				
	燃料容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設				
	原子炉格納容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料供給設備	新設					
-	-	-	-	-		表成タンク
						蓄圧タンク加圧用噴射ガス ポンプ
						サブプレッション・プール水 pH制御装置配管・弁
						残留熱除去系配管・弁・スフ レイヘッド
						サブプレッション・チェンバ
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源
燃料供給設備						

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/7)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	サブプレッ ション・プ ール水 pH制御	残留熱除去系 配管	常設	20分	1人	自主対策 とする理 由は本文 参照
-	-	-	-		サブプレッション・チェンバ スプレイヘッド	常設			
-	-	-	-		サブプレッション・プール水 pH制御系	常設			
-	-	-	-	ド ラ イ ウ エ ル p H 制 御	残留熱代替除去ポンプ	常設	45分	3人	自主対策 とする理 由は本文 参照
					原子炉格納容器冷却系	常設			
					サブプレッション・チェンバ	常設			
					残留熱代替除去系配管・弁	常設			
					残留熱除去系配管・弁・ス トレータ	常設			
					格納容器スプレイ・ヘッド	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
代替所内電気設備	常設								

※1: 「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)

・設備の相違
【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, 東海第二】
①の相違

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
柏崎6/7は, 格納容
器pH制御について,
審査基準, 基準規則と
対処設備の対応表
(4/4)にて記載

・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は, 現場
操作, 不活性ガスによ
る系統内の置換, 原子
炉格納容器負圧破損防
止について, 審査基
準, 基準規則と対処設
備の対応表(4/7)に
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 align="center"><u>審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (6 / 8)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="982 323 1341 369">技術的能力審査基準 (1.7)</th> <th data-bbox="1341 323 1679 369">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="982 369 1341 604"> 【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。 </td> <td data-bbox="1341 369 1679 604"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 604 1341 779"> 【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。 </td> <td data-bbox="1341 604 1679 779"> - </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 779 1341 1062"> (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="1341 779 1679 1062"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 1062 1341 1266"> b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 </td> <td data-bbox="1341 1062 1679 1266"> 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針	【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。	【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	-	(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。	b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。	<p align="center"><u>審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (6 / 7)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1771 323 2131 369">技術的能力審査基準 (1.7)</th> <th data-bbox="2131 323 2469 369">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1771 369 2131 548"> 【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。 </td> <td data-bbox="2131 369 2469 548"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1771 548 2131 722"> 【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。 </td> <td data-bbox="2131 548 2469 722"> - </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1771 722 2131 953"> (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="2131 722 2469 953"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1771 953 2131 1152"> b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 </td> <td data-bbox="2131 953 2469 1152"> 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1771 1152 2131 1352"> (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="2131 1152 2469 1352"> 格納容器フィルタベント系による格納容器ベント後に、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、可燃性ガス濃度を低減するための手段として、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素ガス）を供給する手順を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針	【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。	【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	-	(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。	b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。	(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	格納容器フィルタベント系による格納容器ベント後に、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、可燃性ガス濃度を低減するための手段として、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素ガス）を供給する手順を整備する。	<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、技術的能力審査基準における適合方針のうち、 (2) 悪影響防止について、審査基準、基準規則と対処設備の対応表 (7 / 8) にて記載 ・記載表現の相違 【柏崎 6 / 7】 島根 2号炉は、技術的能力審査基準に対する適合方針を記載
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針																								
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。																								
【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	-																								
(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。																								
b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。																								
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針																								
【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。																								
【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	-																								
(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。																								
b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。																								
(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	格納容器フィルタベント系による格納容器ベント後に、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、可燃性ガス濃度を低減するための手段として、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素ガス）を供給する手順を整備する。																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
	<p align="center"><u>審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (7 / 8)</u></p> <table border="1" data-bbox="982 327 1679 1352"> <thead> <tr> <th data-bbox="982 327 1344 373">技術的能力審査基準 (1.7)</th> <th data-bbox="1344 327 1679 373">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="982 373 1344 863"> (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="1344 373 1679 863"> 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント後に、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を実施する場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順、及び原子炉格納容器内の圧力を監視し、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を停止する手順等を整備する。 なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱に関する手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 863 1344 968"> (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 </td> <td data-bbox="1344 863 1679 968"> 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 968 1344 1220"> b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。 </td> <td data-bbox="1344 968 1679 1220"> 炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔人力操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の運転員等の被ばくを低減する手段として、遮蔽等を考慮した第二弁操作室にて操作を実施するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 1220 1344 1352"> c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 </td> <td data-bbox="1344 1220 1679 1352"> 隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針	(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント後に、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を実施する場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順、及び原子炉格納容器内の圧力を監視し、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を停止する手順等を整備する。 なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱に関する手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。	(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。	b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔人力操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の運転員等の被ばくを低減する手段として、遮蔽等を考慮した第二弁操作室にて操作を実施するために必要な手順等を整備する。	c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。	<p align="center"><u>審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (7 / 7)</u></p> <table border="1" data-bbox="1754 327 2487 993"> <thead> <tr> <th data-bbox="1754 327 2125 373">技術的能力審査基準 (1.7)</th> <th data-bbox="2125 327 2487 373">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1754 373 2125 478"> (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 </td> <td data-bbox="2125 373 2487 478"> 格納容器フィルタベント系の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 478 2125 688"> b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。 </td> <td data-bbox="2125 478 2487 688"> 炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔手動弁操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の被ばくを低減するために、運転員は遮へい等を考慮した中央制御室へ退避する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 688 2125 842"> c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 </td> <td data-bbox="2125 688 2487 842"> 隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 842 2125 993"> (4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。 </td> <td data-bbox="2125 842 2487 993"> 使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等からの被ばくを低減する手段として、第1ベントフィルタスクラバ容器等は遮へい等を考慮した地下格納槽内に整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針	(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	格納容器フィルタベント系の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。	b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔手動弁操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の被ばくを低減するために、運転員は遮へい等を考慮した中央制御室へ退避する。	c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。	(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等からの被ばくを低減する手段として、第1ベントフィルタスクラバ容器等は遮へい等を考慮した地下格納槽内に整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、技術的能力審査基準における適合方針のうち、</p> <p>(2) 悪影響防止について、審査基準、基準規則と対処設備の対応表(6 / 7)にて記載</p> <p>東海第二は、技術的能力審査基準における適合方針のうち、</p> <p>(4) 放射線防護について、審査基準、基準規則と対処設備の対応表(8 / 8)にて記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②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、技術的能力審査基準に対する適合方針を記載</p>
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針																						
(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント後に、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を実施する場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順、及び原子炉格納容器内の圧力を監視し、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を停止する手順等を整備する。 なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱に関する手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。																						
(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。																						
b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔人力操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の運転員等の被ばくを低減する手段として、遮蔽等を考慮した第二弁操作室にて操作を実施するために必要な手順等を整備する。																						
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。																						
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針																						
(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	格納容器フィルタベント系の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。																						
b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、二次格納施設外で操作可能な遠隔手動弁操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の被ばくを低減するために、運転員は遮へい等を考慮した中央制御室へ退避する。																						
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔手動弁操作機構を整備する。																						
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等からの被ばくを低減する手段として、第1ベントフィルタスクラバ容器等は遮へい等を考慮した地下格納槽内に整備する。																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考				
	<p data-bbox="1032 268 1626 300">審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (8/8)</p> <table border="1" data-bbox="961 321 1694 510"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 321 1338 367">技術的能力審査基準 (1.7)</th> <th data-bbox="1338 321 1694 367">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="961 367 1338 510"> (4)放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルタ 一等からの被ばくを低減するた めの遮蔽等の放射線防護対策が なされていること。 </td> <td data-bbox="1338 367 1694 510"> 使用後に高線量となる格納容器 圧力逃がし装置からの被ばくを低 減する手段として, フィルタ装置 遮蔽及び配管遮蔽を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針	(4)放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルタ 一等からの被ばくを低減するた めの遮蔽等の放射線防護対策が なされていること。	使用後に高線量となる格納容器 圧力逃がし装置からの被ばくを低 減する手段として, フィルタ装置 遮蔽及び配管遮蔽を整備する。		<p data-bbox="2531 268 2798 657"> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 技術 的能力審査基準におけ る適合方針のうち, (4)放射線防護につ いて, 審査基準, 基準 規則と対処設備の対応 表(7/7)にて記載 </p>
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針						
(4)放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルタ 一等からの被ばくを低減するた めの遮蔽等の放射線防護対策が なされていること。	使用後に高線量となる格納容器 圧力逃がし装置からの被ばくを低 減する手段として, フィルタ装置 遮蔽及び配管遮蔽を整備する。						

添付資料 1.7.2

自主対策設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス	約 1,320m ³ /h (1台あたり)	約 140m	4台
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	-	1基
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	-	1基
原水タンク	常設	Cクラス	約 1,000m ³	-	1基
純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 500m ³	-	1基
蓄圧タンク加圧用窒素ガス ポンプ	可搬	-	約 47L (1本あたり)	-	30本
薬液タンク ^{※1}	常設	Sクラス	約 7m ³	-	1基

※1: 今後の詳細設計の結果により仕様を見直す可能性がある。

添付資料 1.7.2

自主対策設備仕様

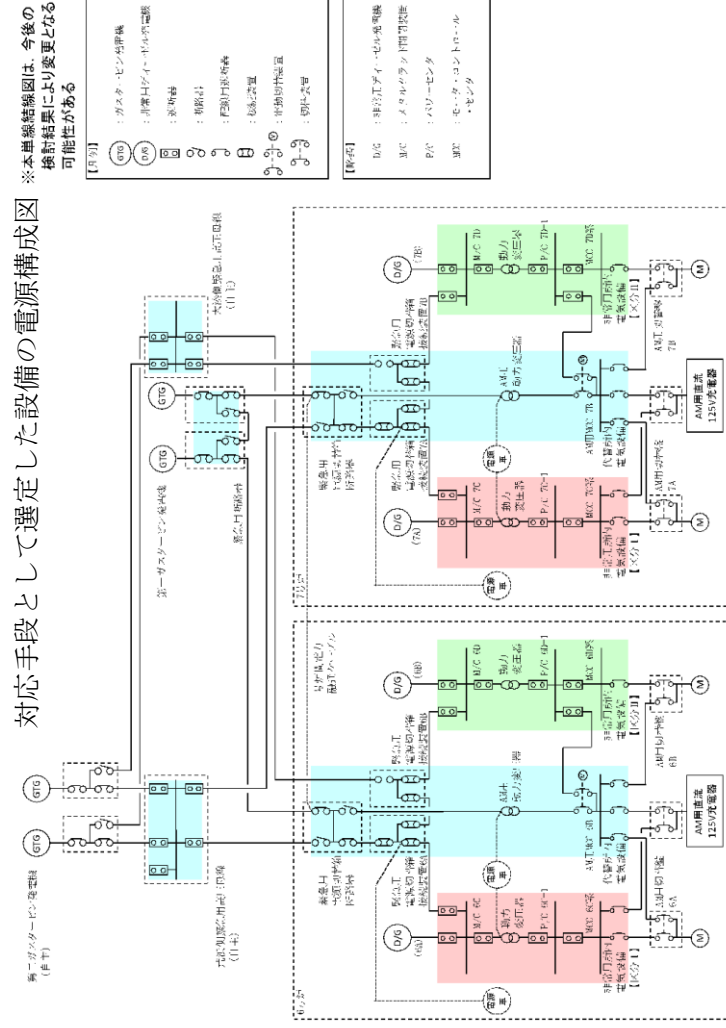
機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
ドレン移送ポンプ	常設	- (Ss機能維持)	10m ³ /h	70m	1台
薬品注入タンク	常設	- (Ss機能維持)	0.83m ³	-	1基
大量送水車	可搬	- (Ss機能維持)	168m ³ /h (1台あたり)	-	2台 (予備1台)
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (薬液タンク)	常設	- (Ss機能維持)	5.0m ³	-	1基
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (計装用空気ポンプ)	可搬	-	7m ³ (1本あたり)	-	16本× 3set
サブプレッション・プール水 pH 制御系 (圧送用窒素ポンプ)	可搬	-	7m ³ (1本あたり)	-	2本

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、自主
対策設備の設備仕様を
記載

添付資料 1.7.2

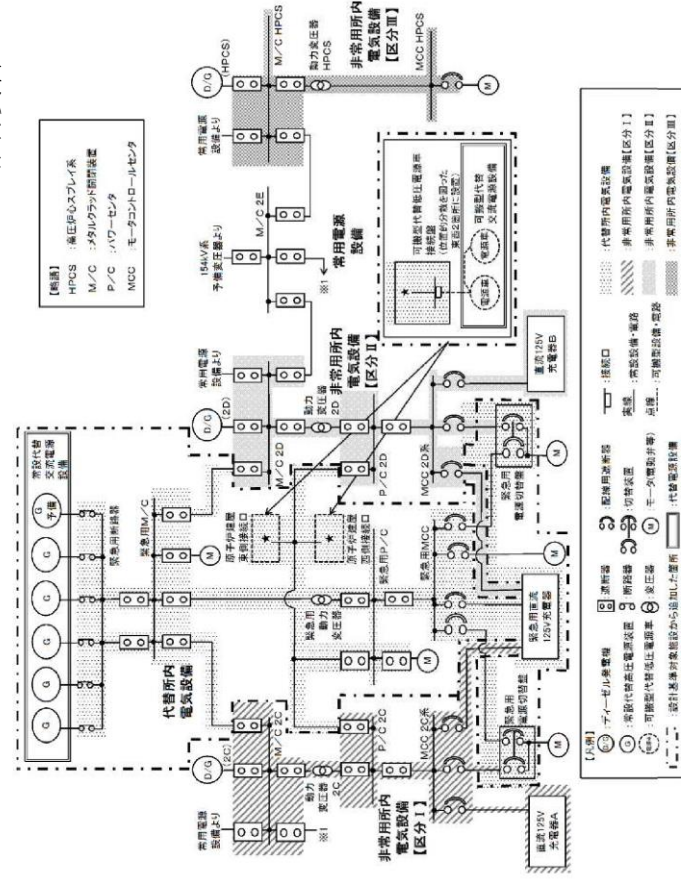
対応手段として選定した設備の電源構成図

※本機組図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある



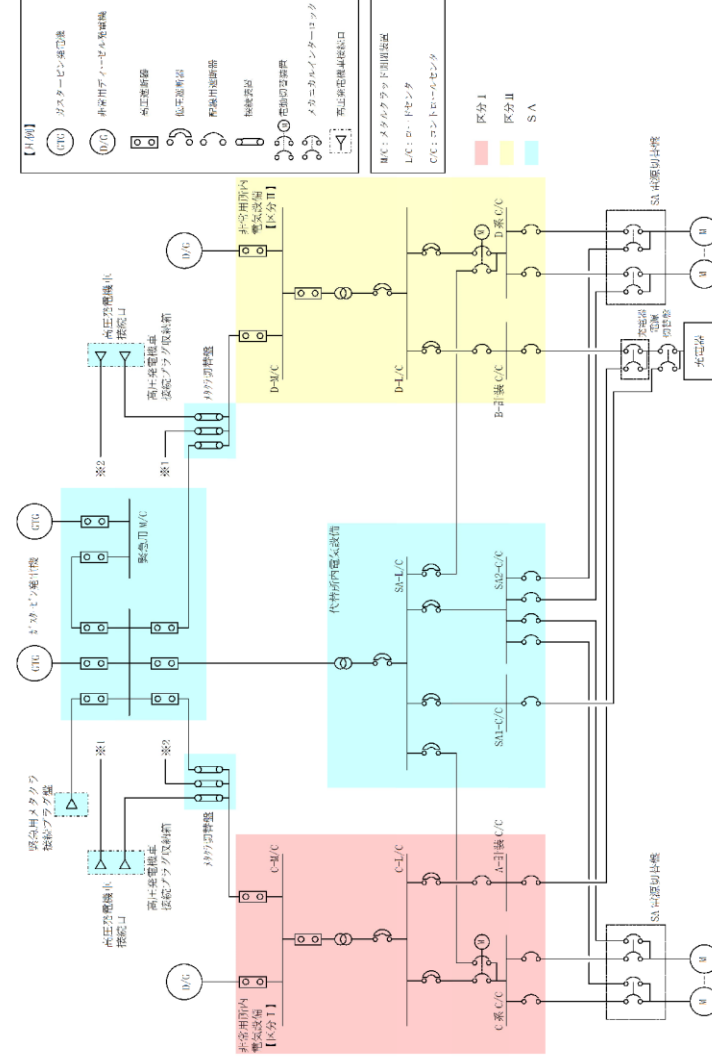
第1図 6号炉及び7号炉 電源構成図 (交流電源)

添付資料 1.7.3



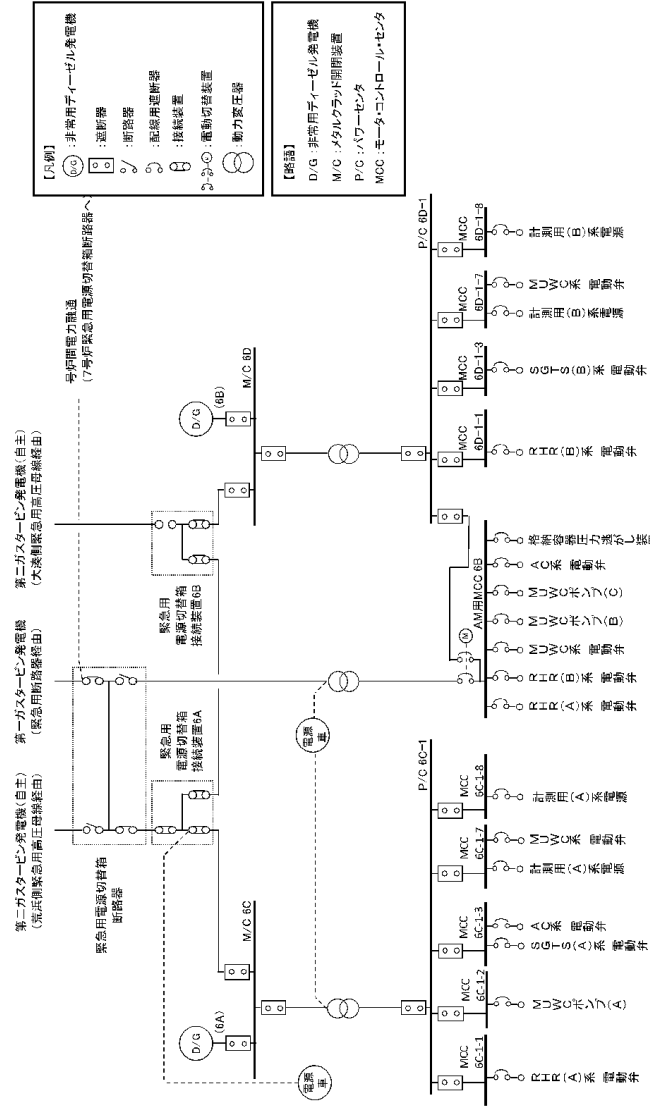
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

添付資料 1.7.3

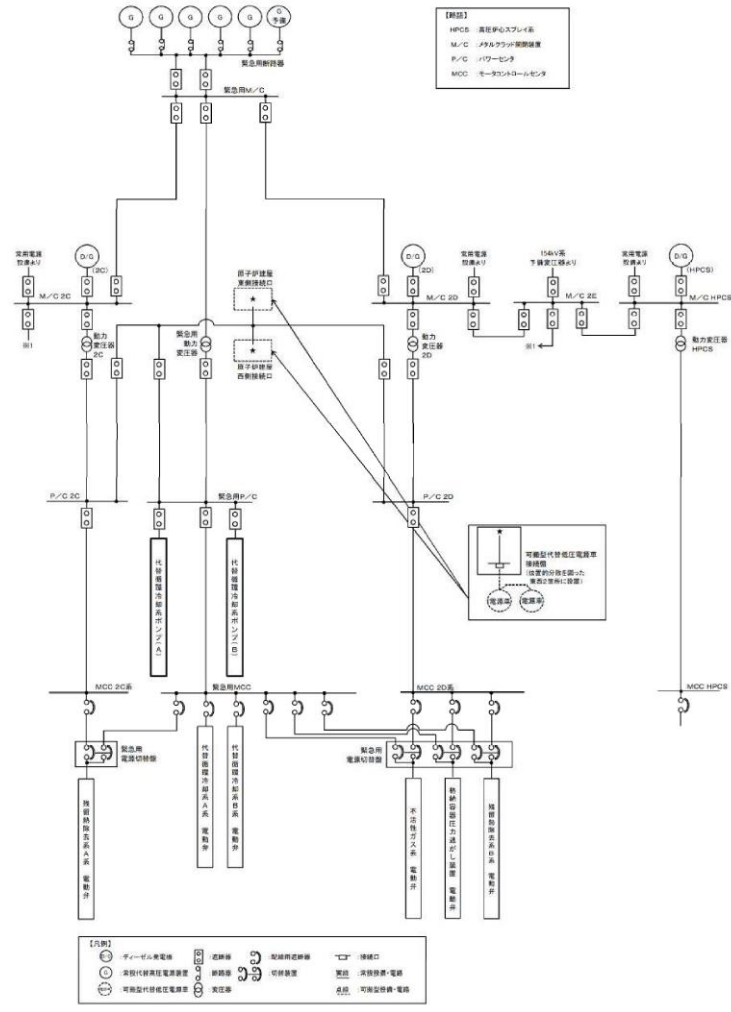


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

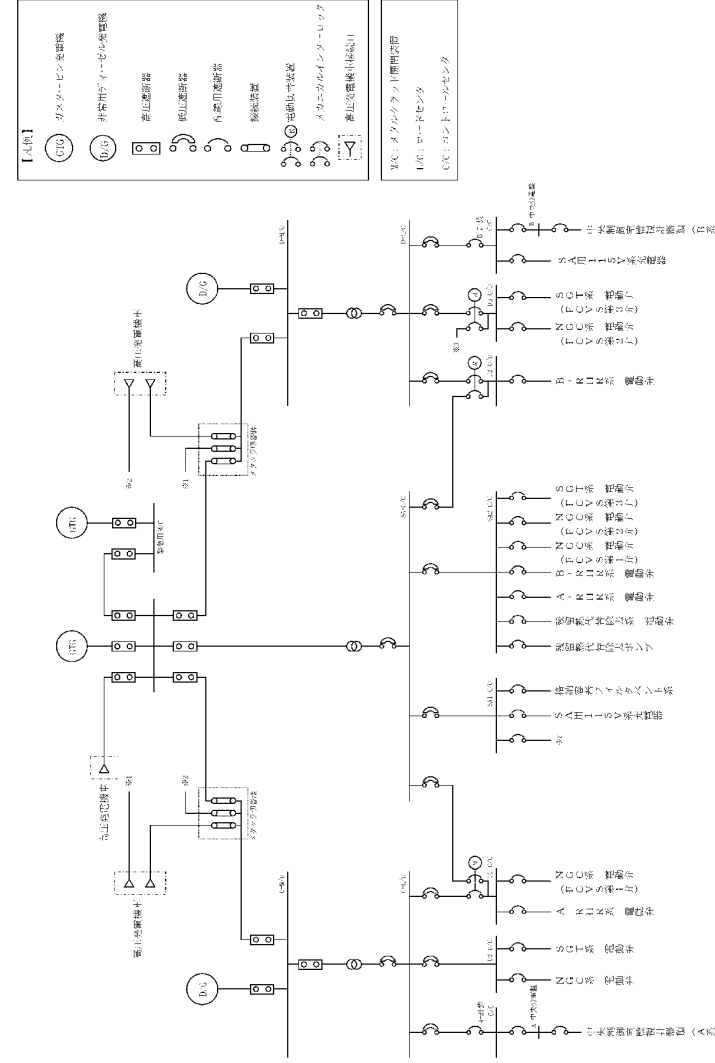
・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手段の相違による
 供給対象設備の相違



第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)

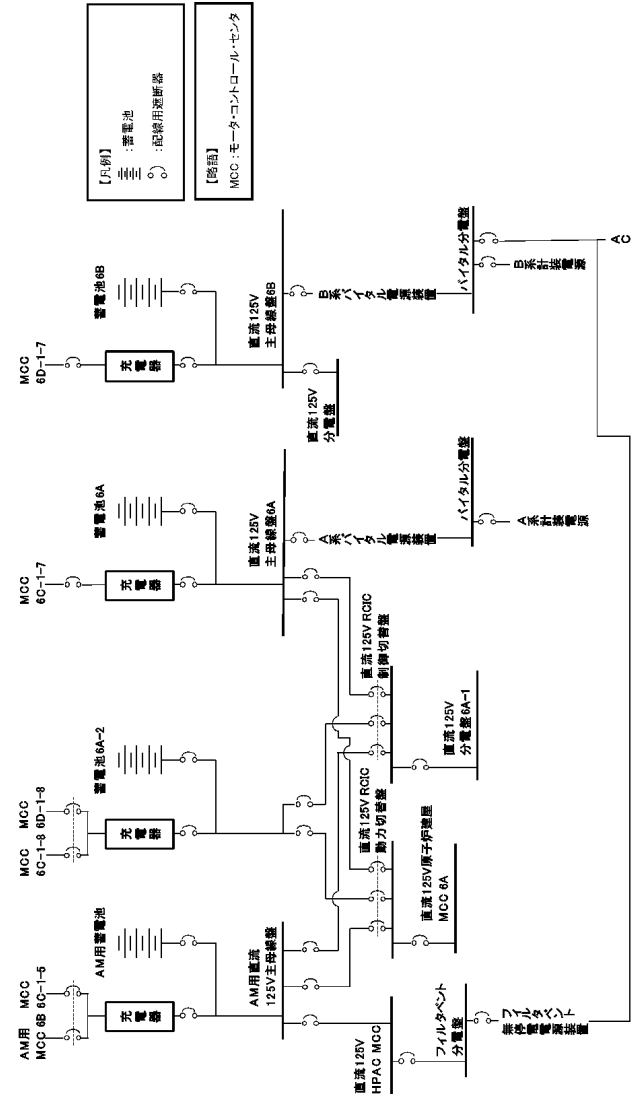


第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

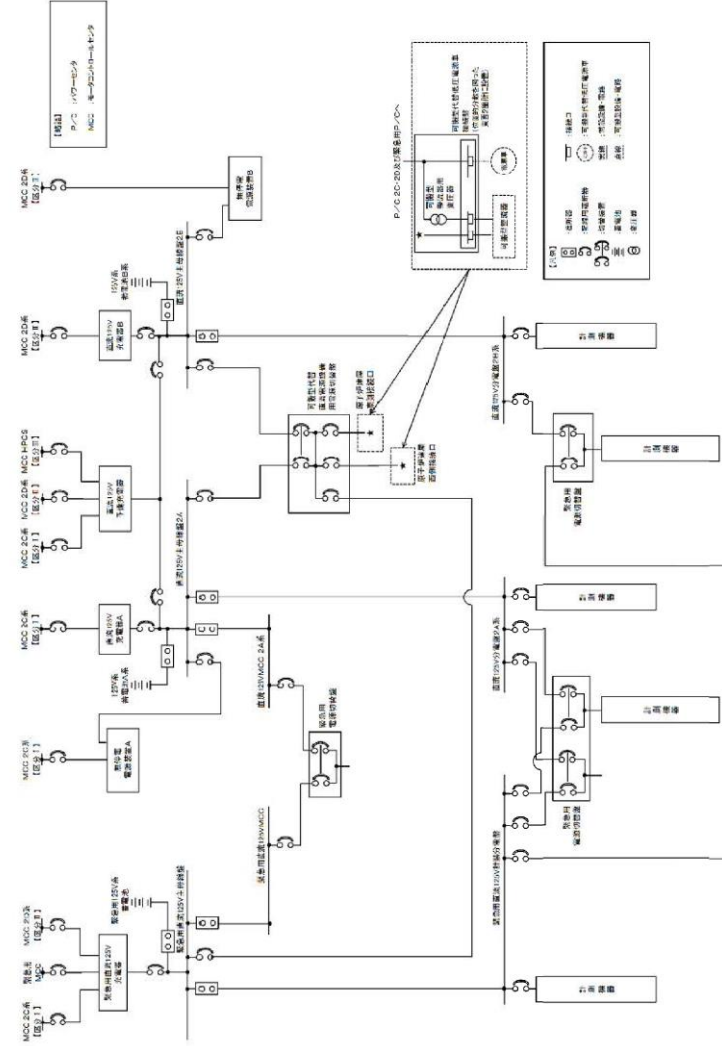


第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

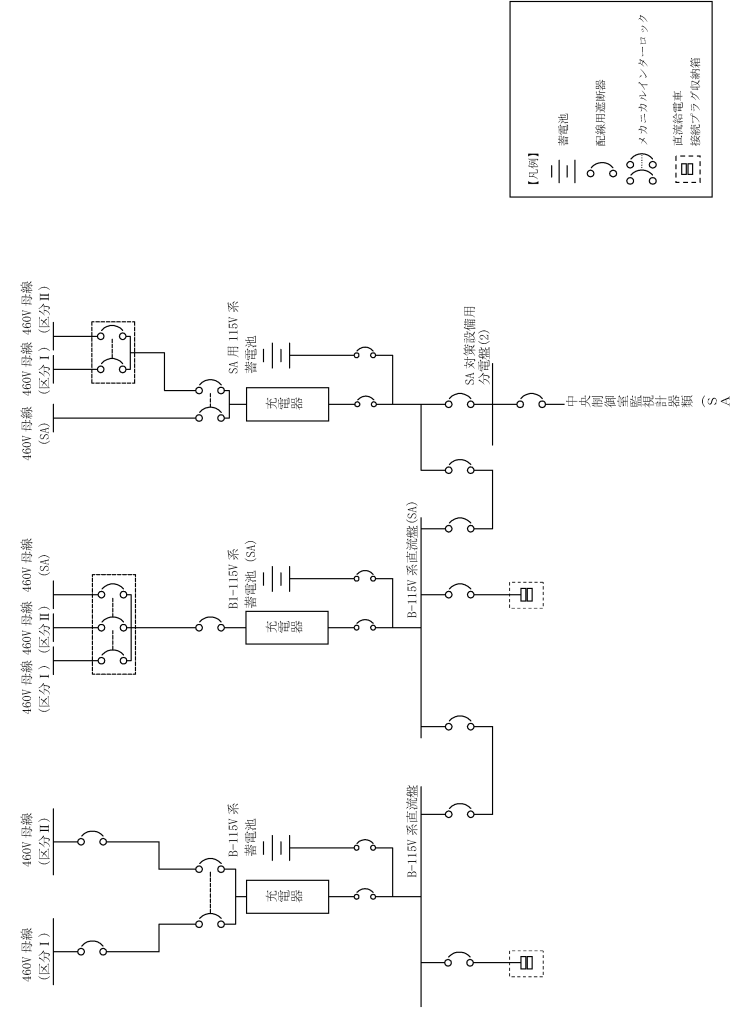
備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手段の相違による
 供給対象設備の相違



第3図 6号炉 電源構成図 (直流電源)



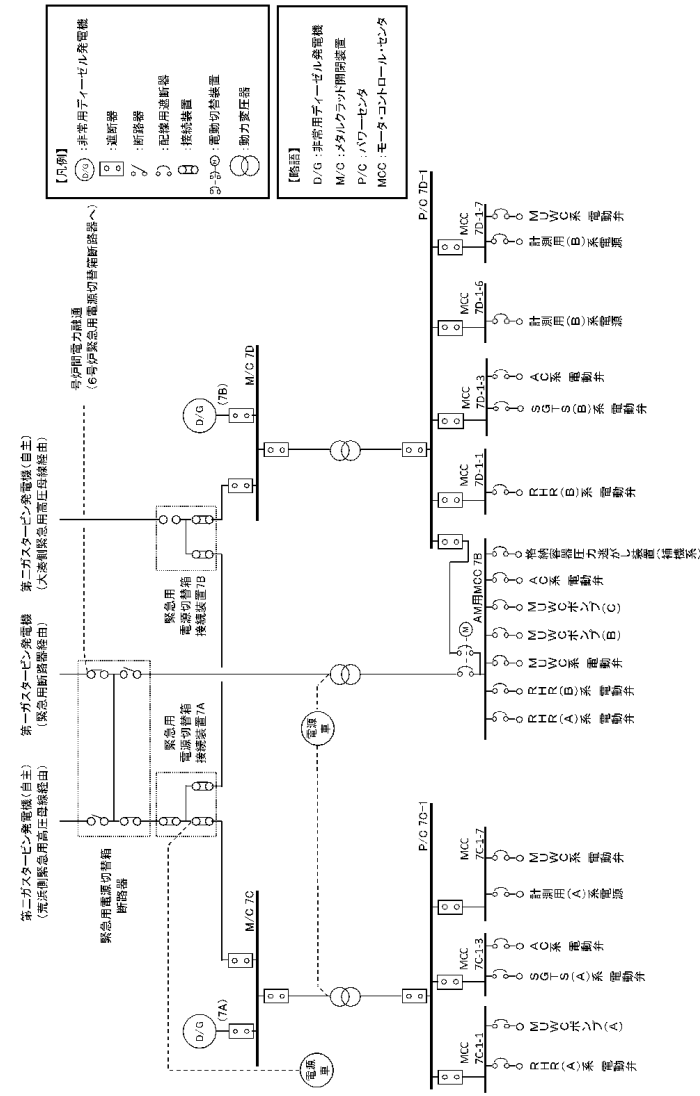
第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

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

・記載表現の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉は、単独申請



第4図 7号炉 電源構成図 (交流電源)

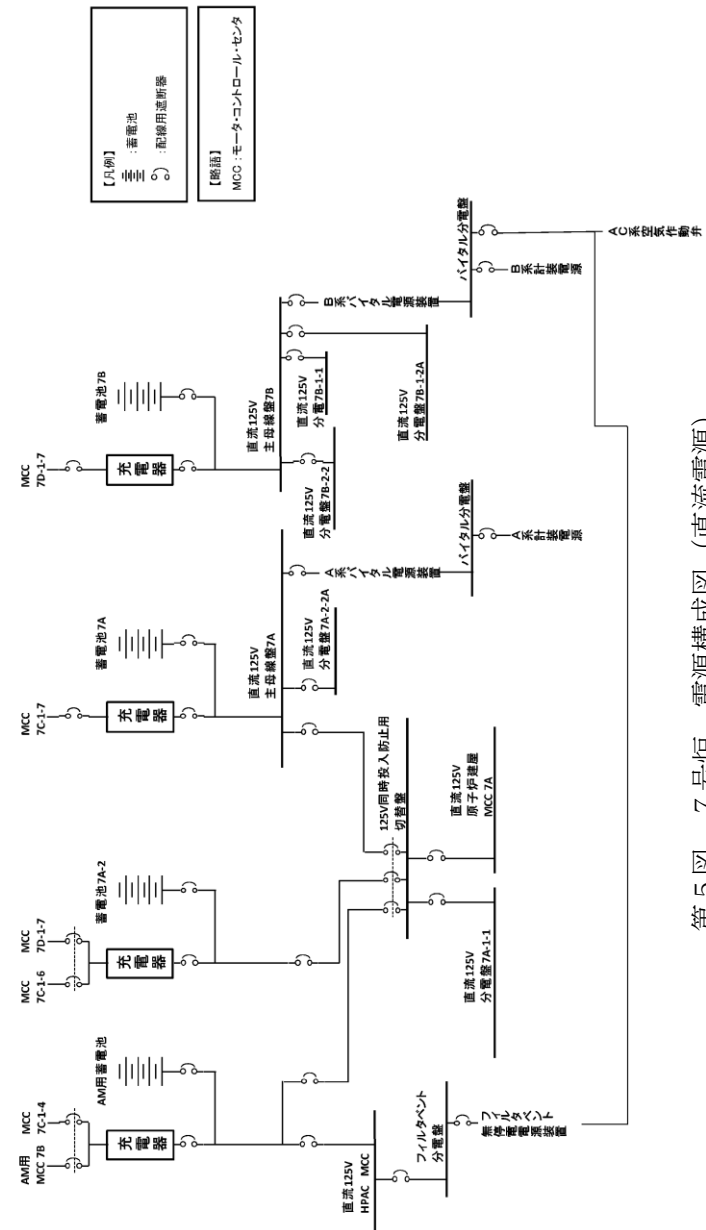
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、単独申請






第5図 7号炉 電源構成図 (直流電源)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 3-1</p> <p>重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(1) <u>交流電源確立時</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作に必要な電動弁の電源確保及び格納容器ベント開始前の系統構成を行う。</u></p> <p><u>中央制御室からの操作により格納容器ベントが開始された後、遠隔手動弁操作設備の操作により一次隔離弁を全開状態に保持させる。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p>電源確保 <u>原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 低層階屋上 (非管理区域)</u></p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 地上中3階 (非管理区域)</u></p> <p>W/W ベント <u>原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p>D/W ベント <u>原子炉建屋 地上2階 (非管理区域)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のうち、電源確保、格納容器ベント開始前の系統構成及び格納容器ベントが開始された後の系統構成に必要な</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 4</p> <p>重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p>電源確保 <u>原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 低層階屋上 (非管理区域)</u></p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 地上中3階 (非管理区域)</u></p> <p>W/W ベント <u>原子炉建屋 地下1階 (非管理区域)</u></p> <p>D/W ベント <u>原子炉建屋 地上2階 (非管理区域)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のうち、電源確保、格納容器ベント開始前の系統構成及び格納容器ベントが開始された後の系統構成に必要な</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 4-1</p> <p>重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>中央制御室からの格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物付属棟3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切替を実施する。また、中央制御室操作により系統構成及び格納容器ベント操作を実施し、格納容器ベントを実施する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p>電源切替 <u>原子炉建物付属棟3階 (非管理区域)</u></p> <p>系統構成、ベント実施操作 <u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切替を実施し、第一優先のW/Wベントを</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、電源切替え及び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</p> <p>【柏崎6/7】</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>⑩の相違により、中央制御室操作の場合、遠隔手動弁操作機構による全開操作は不要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>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>な要員数, 時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>2名 (現場運転員2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>電源確保 20分 (実績時間:18分)</u></p> <p><u>系統構成 (格納容器ベント開始前) 20分 (実績時間:17分)</u></p> <p><u>系統構成 (格納容器ベント開始後) 40分 (実績時間:一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側) の全開操作を実施する場合 21分) (実績時間:一次隔離弁 (ドライウエル側) の全開操作を実施する場合 17分)</u></p>		<p>使用した格納容器ベントに必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。</p> <p>なお, <u>W/Wベントに必要な想定時間, D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。</u></p> <p>必要要員数 : <u>3名 (中央制御室運転員1名, 現場運転員2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>移動, SA電源切替盤操作 (A系) 20分以内 (所要時間目安^{※1}: 8分)</u> <u>移動, SA電源切替盤操作 (B系) 20分以内 (所要時間目安^{※1}: 4分)</u> <u>電源確認 (中央制御室) 5分以内 (所要時間目安^{※1}: 4分)</u></p> <p><u>系統構成 (中央制御室) 5分以内 (所要時間目安^{※1}: 4分)</u></p> <p><u>ベント実施操作 (中央制御室) 10分以内 (所要時間目安^{※1}: 3分)</u></p> <p>※1: <u>所要時間目安は, 模擬により算定した時間</u> <u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> ● <u>電源確認: 想定時間5分, 所要時間目安4分</u> ・ <u>電源確認: 所要時間目安4分 (電源確認: 中央制御室)</u> ● <u>系統構成: 想定時間5分, 所要時間目安4分</u> ・ <u>系統構成: 所要時間目安4分 (操作対象1弁: 中</u></p>	<p>【柏崎6/7】 ⑱の相違により, 中央制御室操作の場合, 遠隔手動弁操作機構による全開操作は不要 ・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑳の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載 ・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ㉑の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑲の相違により, 中央制御室操作の場合, 遠隔手動弁操作機構による全開操作は不要 ・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は, 想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>操作の成立性について</u></p> <p>作業環境 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに</u> <u>配備しており, 建屋内常用照明消灯時にお</u> <u>ける作業性を確保している。また, ヘッド</u> <u>ライト及び懐中電灯をバックアップとして</u> <u>携行している。</u></p> <p><u>現場運転員の放射線防護を考慮し, 遠隔手</u> <u>動弁操作設備エリアは, 原子炉建屋内の原</u> <u>子炉区域外に設置している。また, 格納容</u> <u>器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し防</u> <u>護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手</u></p>		<p>中央制御室)</p> <p>●<u>ベント実施操作 (NGC N2 トーラス出口隔離弁全</u> <u>開操作) : 想定時間 10 分, 所要時間目安 3 分</u> <u>・ベント実施操作 (NGC N2 トーラス出口隔離</u> <u>弁全開操作) : 所要時間目安 3 分 (操作対象 1</u> <u>弁 : 中央制御室)</u></p> <p>【現場運転員】</p> <p>●<u>移動, SA 電源切替盤操作 (A系) : 想定時間 20</u> <u>分, 所要時間目安 8 分</u> <u>・移動 : 所要時間目安 5 分 (移動経路 : 中央制御室</u> <u>～原子炉建物付属棟 3 階)</u> <u>・SA 電源切替盤操作 (A系) : 所要時間目安 3 分</u> <u>(電源切替操作 : 原子炉建物付属棟 3 階)</u></p> <p>●<u>移動, SA 電源切替盤操作 (B系) : 想定時間 20</u> <u>分, 所要時間目安 4 分</u> <u>・移動 : 所要時間目安 1 分 (原子炉建物付属棟 3</u> <u>階)</u> <u>・SA 電源切替盤操作 (B系) : 所要時間目安 3 分</u> <u>(電源切替操作 : 原子炉建物付属棟 3 階)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u></p> <p>(a) <u>中央制御室操作</u></p> <p><u>作業環境 : 常用照明消灯時においても LED ライ</u> <u>ト (三脚タイプ), LED ライト (ラ</u> <u>ンタンタイプ) 及びヘッドライトを配</u> <u>備している。</u></p> <p><u>操作性 : 操作スイッチによる操作であるため,</u> <u>容易に実施可能である。</u></p> <p>(b) <u>現場操作</u></p> <p><u>作業環境 : 常用照明消灯時においても, 電源内蔵</u> <u>型照明を作業エリアに配備している。</u> <u>また, ヘッドライト及び懐中電灯を携</u> <u>行している。</u></p> <p><u>放射性物質が放出される可能性がある</u> <u>ことから, 操作は防護具 (全面マス</u> <u>ク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋,</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 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】 ⑩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>袋) を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路 : バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。<u>遠隔手動弁操作設備の操作についても、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。</u> <u>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p>連絡手段 : <u>通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>受電操作</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>受電確認</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="text-align: center;">  <p>系統構成 (格納容器ベント開始前)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>系統構成 (格納容器ベント開始後)</p> </div> </div>		<p><u>汚染防護服) を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路 : <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性 : <u>通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段 : <u>有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。) のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	<p>使用する防護具の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>全交流動力電源喪失時</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の系統構成を全交流動力電源喪失時は遠隔手動弁操作設備の操作により行う。</u></p> <p><u>なお、空気駆動弁の操作手段として、ボンベからの駆動空気を電磁弁排気ポートへ供給することで空気駆動弁を操作することができる。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 地上4階、地上3階(管理区域)</u></p> <p>系統構成 <u>原子炉建屋 低層階屋上、地上中3階(非管理区域)</u></p> <p>W/W ベント <u>原子炉建屋 地下1階(非管理区域)</u></p> <p>D/W ベント <u>原子炉建屋 地上2階(非管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のうち、現場の系統構成に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>なお、W/W ベントに必要な時間、D/W ベントに必要な時間は同一時間とする。</u></p>	<p>(6) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、<u>原子炉建屋付属棟1階又は原子炉建屋付属棟屋上</u>まで移動するとともに、現場での<u>遠隔人力操作機構</u>による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、<u>原子炉建屋廃棄物処理棟3階</u>まで移動するとともに、現場での<u>遠隔人力操作機構</u>による操作により格納容器ベントする。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋付属棟1階(二次格納施設外)、原子炉建屋付属棟屋上(二次格納施設外)、原子炉建屋廃棄物処理棟3階(二次格納施設外)</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のS/C側ベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>(2) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、<u>原子炉建物付属棟3階</u>まで移動するとともに、現場での<u>遠隔手動弁操作機構</u>による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、<u>原子炉建物付属棟1階又は原子炉建物付属棟2階</u>まで移動するとともに、現場での<u>遠隔手動弁操作機構</u>により格納容器ベントする。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p>系統構成 <u>原子炉建物付属棟3階北側通路(非管理区域)</u></p> <p>W/Wベント <u>原子炉建物付属棟1階西側(非管理区域)</u></p> <p>D/Wベント <u>原子炉建物付属棟2階西側(非管理区域)</u></p> <p>電源確認 <u>制御室建物4階(非管理区域)(中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のW/Wベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>なお、W/Wベントに必要な想定時間、D/Wベントに必要な想定時間は同一時間とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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>必要要員数: <u>4名 (現場運転員4名)</u></p> <p>想定時間 : <u>系統構成 (原子炉建屋原子炉区域) 35分</u> <u>(原子炉建屋内の原子炉区域外) 35分 (実績時間:30分)</u></p> <p><u>遠隔手動弁操作設備による格納容器ベント操作 40分 (実績時間:一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側) の全開操作を実施する場合 21分) (実績時間:一次隔離弁 (ドレイウエル側) の全開操作を実施する場合 17分)</u></p>	<p>必要要員数 : <u>6名 (運転員等 (当直運転員) 3名, 重大事故等対応要員 3名)</u></p> <p>所要時間目安^{※1} : <u>第一弁 (S/C側) 操作 125分以内 (所要時間目安のうち, 現場操作に係る時間は125分以内)</u></p> <p><u>第二弁操作 75分以内 (所要時間目安のうち, 現場操作に係る時間は75分以内)</u></p> <p>※1: 所要時間目安は, 模擬により算定した時間</p> <p>所要時間内訳</p> <p><u>【第一弁 (S/C側) 操作】</u> <u>【運転員等 (当直運転員)】</u></p> <p>・移動: <u>35分 (移動経路: 中央制御室から原子炉建屋付属棟1階 (放射線防護具着用を含む))</u></p> <p>・格納容器ベント準備: <u>90分 (操作対象1弁: 原子炉建屋付属棟1階)</u></p> <p><u>【第二弁操作】</u> <u>【重大事故等対応要員】</u></p> <p>・移動: <u>45分^{※2} (移動経路: 原子炉建屋付属棟1階から原子炉建屋廃棄物処理棟3階 (放射線防護具着用</u></p>	<p>必要要員数 : <u>3名 (中央制御室運転員1名, 現場運転員2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>系統構成 (原子炉建物付属棟) 1時間20分以内 (所要時間目安^{※1}: 1時間4分)</u></p> <p><u>ベント実施操作 (原子炉建物付属棟) 1時間30分以内 (所要時間目安^{※1}: 1時間9分)</u></p> <p>※1: 所要時間目安は, 模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p>●電源確認: <u>想定時間10分, 所要時間目安4分</u> <u>・電源確認: 所要時間目安4分 (中央制御室)</u></p> <p><u>【現場運転員】</u></p> <p>●移動, 系統構成: <u>想定時間1時間20分, 所要時間目安1時間4分</u></p> <p>・移動: <u>所要時間目安10分 (移動経路: 中央制御室～原子炉建物付属棟3階)</u></p> <p>・系統構成: <u>所要時間目安54分 (操作対象1弁: 原子炉建物付属棟3階)</u></p> <p>●移動, ベント実施操作 (NGC N2 トーラス出口隔離弁全開操作): <u>想定時間1時間30分, 所要時間目安1時間9分</u></p> <p>・移動: <u>所要時間目安15分 (移動経路: 中央制御室～原子炉建物付属棟1階)</u></p>	<p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ㊟の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 各要員の想定時間内訳を記載</p> <p>・記載表現の相違 【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>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ㊟の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【東海第二】 ㊟の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : <u>バッテリー内蔵型LED照明</u>をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>作業環境 : <u>バッテリー内蔵型LED照明</u>を作業エリアに配備しており、<u>建屋内常用照明消灯時</u>における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。 現場運転員の放射線防護を考慮し、<u>遠隔手動弁操作設備エリア</u>は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>に設置している。また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し防護具 (<u>全面マスク</u>, 個人線量計, ゴム手袋) を装備して作業を行う。</p> <p>操作性 : <u>遠隔手動弁操作設備</u>の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p>	<p><u>を含む</u>))</p> <p>・ <u>格納容器ベント開始操作 : 30分</u> (操作対象1弁 : <u>原子炉建屋廃棄物処理棟3階</u>)</p> <p>※2 : <u>移動は第一弁 (S/C側) 操作と並行して行うため、所要時間目安には含まれない。</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : <u>ヘッドライト又はLEDライト</u>を携行しており夜間においても接近可能である。また、<u>アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>作業環境 : <u>ヘッドライト又はLEDライト</u>を携行しているため、<u>建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。</u> 現場操作員の放射線防護を考慮し、<u>遠隔人力操作機構</u>は、<u>二次格納施設外</u>に設置している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具 (<u>全面マスク</u>, 個人線量計, 綿手袋, <u>タイベック</u>) を着用して作業を行う。</p> <p>操作性 : <u>遠隔人力操作機構による現場操作</u>については、<u>速やかに操作ができるように使用工具を操作場所近傍に配備している。また、工具等を使用しなくても手動弁と同</u></p>	<p>・ <u>ベント実施操作 (NGC N2トラス出口隔離弁全開操作) : 所要時間目安 54分</u> (操作対象1弁 : <u>原子炉建物付属棟1階</u>)</p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) <u>中央制御室操作</u> 作業環境 : <u>常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ), LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u> 操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>(b) <u>現場作業</u> 移動経路 : <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。</u> アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境 : <u>電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u> 現場運転員の放射線防護を考慮し、<u>遠隔手動弁操作機構</u>は、<u>原子炉建物付属棟</u>に設置している。また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し防護具 (<u>酸素呼吸器</u>, 個人線量計, <u>綿手袋</u>, ゴム手袋, <u>汚染防護服</u>) を装備して作業を行う。</p> <p>操作性 : <u>遠隔手動弁操作機構</u>の操作については、<u>操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。</u></p>	<p>・ 記載表現の相違 【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>・ 設備及び運用の相違 【東海第二】 使用する照明設備の相違</p> <p>・ 設備及び運用の相違 【東海第二】 使用する照明設備の相違</p> <p>・ 運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 使用する防護具の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の遠隔手動弁操作機構の操作に</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>連絡手段 : <u>通信連絡設備 (送受信器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)</u>のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</p> <div data-bbox="160 701 914 1003"> </div> <p>系統構成 系統構成 (遠隔手動弁操作設備)</p> <div data-bbox="332 1192 742 1499"> </div> <p>ベント操作 (遠隔手動弁操作設備)</p>	<p>様に弁操作ができるため, 容易に実施可能である。なお, 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。</p> <p>連絡手段 : <u>携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS端末), 送受信器 (ページング)</u>のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。</p>	<p>操作対象弁には, <u>暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p>連絡手段 : <u>有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)</u>のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</p> <div data-bbox="1757 663 2487 995"> </div> <p>ベント操作 (遠隔手動弁操作機構)</p>	<p>工具は不要</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) <u>第二弁操作室の正圧化</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>第二弁操作室の正圧化が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟3階まで移動するとともに系統構成を実施し、第二弁操作室空気ポンプユニットにより第二弁操作室を正圧化する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋廃棄物処理棟3階(管理区域)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び所要時間</u> <u>第二弁操作室の正圧化における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数：3名(重大事故等対応要員3名)</u> <u>所要時間目安：54分以内(所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は54分以内)</u> <u>所要時間内訳</u> <u>【重大事故等対応要員】</u> ・移動 : 45分(移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟3階(放射線防護具着用を含む)) ・系統構成 : 5分(操作対象2弁：原子炉建屋廃棄物処理棟3階) ・正圧化開始操作：4分(操作対象1弁：原子炉建屋廃棄物処理棟3階)</p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック)を着用して作業を行う。</u> <u>移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> <u>操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。</u> <u>連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話</u></p>		<p>・運用の相違 【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><u>設備 (固定電話機, PHS 端末), 送受話器 (ページング) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 7. 3-2</u></p> <p>2. <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>格納容器ベント操作中におけるフィルタ装置の水位調整のため、フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りを実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺 (屋外)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u> <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りに必要な要員数、時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数:2 名 (緊急時対策要員 2 名)</u> <u>想定時間 :45 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境 :ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、防護具 (全面マスク、個人線量計、ゴム手袋) を装備して作業を行う。</u> <u>移動経路 :ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u> <u>操作性 :通常の弁操作であり、操作に必要な工具はなく、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備による弁操作についても、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。</u> <u>連絡手段 :通信連絡設備 (送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>			<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉のドレン移送設備は常時満水保管のため、起動時に水張り不要</p>













柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.3-3</p> <p>3. <u>フィルタ装置水位調整 (水張り)</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器ベント操作時又は格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置の水張りによるフィルタ装置の水位調整を行う。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺 (屋外)</u></p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p><u>フィルタ装置水位調整 (水張り) に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 「防火水槽から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を展開した水張りの場合」6 名 (緊急時対策要員 6 名) 「淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を展開した水張りの場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)」10 名 (緊急時対策要員 10 名) 「他の対応手段により設置した可搬型代替</u></p>	<p>(2) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>フィルタ装置スクラビング水補給が必要な状況において、水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、フィルタ装置スクラビング水補給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フィルタ装置のスクラビング水を補給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室、屋外 (格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺、取水箇所 (西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンク) 周辺)</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p><u>フィルタ装置スクラビング水補給として、最長時間を要する代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>(3) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) が必要な状況において、送水ルートを確認した後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) として使用する大量送水車により、第1ベントフィルタスクラバ容器を水位調整 (水張り) する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>屋外 (原子炉建物南側周辺、原子炉建物西側周辺、取水箇所 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2)) 周辺)</u></p> <p><u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) として、最長時間を要する第4保管エリア、第3保管エリアの可搬型設備による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉のスクラバ容器水位調整 (水張り) は、屋外 (輪谷貯水槽周辺、原子炉建物周辺) にて作業を実施</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、最長時間を要する手順に関し、必要要員と想定時間を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>注水ポンプ (A-2 級) を使用した水張りの場合 (淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 10 名 (緊急時対策要員 10 名)</p> <p>想定時間 : 「防火水槽から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を展開した水張りの場合」125 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</p> <p>「淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を展開した水張りの場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) 」125 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</p> <p>「他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を使用した水張りの場合 (淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 」155 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</p>	<p>必要要員数 : 8 名 (重大事故等対応要員 8 名)</p> <p>所要時間目安 : 180 分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は 180 分以内)</p> <p>所要時間内訳</p>	<p>必要要員数 : 13 名 (中央制御室運転員 1 名, 緊急時対策要員 12 名)</p> <p>想定時間 : 2 時間 30 分以内 (所要時間目安^{※1} : 1 時間 55 分)</p> <p>※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬による算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <p>●水位監視 : 想定時間 10 分, 所要時間目安 9 分</p> <p>・水位監視, 水位調整 (水張り) : 所要時間目安 9 分 (下限水位～通常水位)</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>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、最長時間を要する手順に関し、必要要員と想定時間を記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、想定時間内訳を記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>【重大事故等対応要員】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・準備：<u>30分</u> (放射線防護具着用を含む) ・移動：<u>10分</u> (移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺) ・ホース敷設準備：<u>10分</u>※1 (対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む) ・系統構成：<u>120分</u> (対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む) ・送水準備：<u>20分</u> 	<p><u>【緊急時対策要員6名】</u> (原子炉建物南側周辺作業)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間<u>35分</u>，所要時間目安<u>32分</u> ・移動：所要時間目安<u>32分</u> (移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア) ●車両健全性確認：想定時間<u>10分</u>，所要時間目安<u>10分</u> ・車両健全性確認：所要時間目安<u>10分</u> (第4保管エリア) ●送水準備 (ホース敷設及びヘッダ接続)：想定時間<u>55分</u>，所要時間目安<u>34分</u> ・移動：所要時間目安<u>4分</u> (移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面) ・送水準備 (ホース敷設及びヘッダ接続)：所要時間目安<u>30分</u> (原子炉建物西側法面，原子炉建物南側周辺) ●送水準備 (ヘッダ～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口)：想定時間<u>25分</u>，所要時間目安<u>21分</u> ・送水準備：所要時間目安<u>15分</u> (ヘッダ～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口) ・系統構成：所要時間目安<u>6分</u> (操作対象2弁：原子炉建物南側周辺) ●ホース取外し：想定時間<u>10分</u>，所要時間目安<u>5分</u> ・ホース取外し：所要時間目安<u>5分</u> (操作対象2弁：原子炉建物南側周辺) <p><u>【緊急時対策要員6名】</u> (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) 周辺，原子炉建物西側法面周辺作業)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間<u>30分</u>，所要時間目安<u>28分</u> ・移動：所要時間目安<u>28分</u> (移動経路：緊急時対策所～第3保管エリア) ●車両健全性確認：想定時間<u>10分</u>，所要時間目安<u>10分</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違 【東海第二】 ⑳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>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか, ヘッドライ</p>	<p>※1 : <u>ホース敷設準備は, 系統構成と並行して行うため, 所要時間目安には含まれない。</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか, ヘッドライ</p>	<p>・<u>車両健全性確認: 所要時間目安 10 分 (第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>大量送水車配置: 想定時間 15 分, 所要時間目安 12 分</u></p> <p>・<u>移動: 所要時間目安 4 分 (移動経路: 第3保管エリア～輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2))</u></p> <p>・<u>大量送水車配置: 所要時間目安 8 分 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2))</u></p> <p>●<u>送水準備 (ホース敷設) : 想定時間 1 時間, 所要時間目安 37 分</u></p> <p>・<u>送水準備 (ホース敷設) : 所要時間目安 32 分 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2), 原子炉建物西側法面)</u></p> <p>・<u>移動: 所要時間目安 5 分 (移動経路: 原子炉建物西側法面～輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) 周辺)</u></p> <p>●<u>大量送水車起動: 想定時間 10 分, 所要時間目安 10 分</u></p> <p>・<u>大量送水車起動: 所要時間目安 10 分 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2))</u></p> <p>●<u>停止操作: 想定時間 10 分, 所要時間目安 5 分</u></p> <p>・<u>停止操作: 所要時間目安 5 分 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2))</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) <u>中央制御室操作</u></p> <p><u>作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト (三脚タイプ), LEDライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p><u>操作性 : 操作スイッチによる操作であるため, 容易に実施可能である。</u></p> <p>(b) <u>現場作業</u></p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか, ヘッドラ</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 使用する照明設備の相違</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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>ト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。</p> <p>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p>操作性：送水ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能であり、必要な工具はない。</p> <p>また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</p>	<p>及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。</p> <p>操作性：フィルタ装置スクラビング水補給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からのホース接続は、汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。</p>	<p>イト、懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。</p> <p>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p>操作性：ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、結合金具接続であり容易に接続可能であり、必要な工具はない。また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 使用する照明設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 使用する照明設備の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 使用する防護具の相違</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>可搬型代替注水大型ポンプ</p>  <p>車両の作業用照明</p>  <p>ホース接続訓練</p>  <p>車両操作訓練 (ポンプ起動)</p>  <p>可搬型代替注水中型ポンプ</p>  <p>ホース敷設訓練</p>  <p>夜間での送水訓練 (ポンプ設置)</p>  <p>放射線防護具着用による送水訓練 (交代要員参集)</p>  <p>放射線防護具着用による送水訓練 (水中ポンプユニット設置)</p>	 <p>ホース接続作業 (昼間)</p>  <p>水中ポンプ設置準備 (夜間)</p>  <p>ポンプ起動操作 (夜間)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.3-4</u></p> <p>4. <u>フィルタ装置水位調整 (水抜き)</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>格納容器ベント操作時又は格納容器ベント停止時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため水抜きによる水位調整を行う。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺 (屋外)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u> <u>フィルタ装置水位調整 (水抜き) に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数: 10 名 (緊急時対策要員 10 名)</u> <u>想定時間 : 130 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</u></p>		<p>(4) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) を実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u> <u>第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数 : 1名 (中央制御室運転員1名)</u> <u>想定時間 : 2時間20分以内 (所要時間目安*1 : 2時間9分)</u></p> <p><u>※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●系統構成、水抜き開始操作 : 想定時間10分、所要時間目安5分</u> <u>・系統構成、水抜き開始操作 : 所要時間目安5分 (操作対象2弁, ポンプ起動 : 中央制御室)</u> <u>●水位調整 (水抜き) : 想定時間2時間、所要時間目安2時間</u> <u>・水位調整 (水抜き) : 所要時間目安2時間 (上限水位～通常水位)</u> <u>●停止操作 : 想定時間10分、所要時間目安4分</u> <u>・停止操作 : 所要時間目安4分 (操作対象2弁, ポンプ停止 : 中央制御室)</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、スクラビング水の水位挙動評価により、事故発生後7日間はスクラバ容器水位調整 (水抜き) 不要なため、自主対策として整備</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 ⑳の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、想定時間内訳を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違に伴い島根</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>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境</u> :ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p><u>移動経路</u> :ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p><u>操作性</u> :通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、作業に必要な工具はない。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</p> <p><u>連絡手段</u> :通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</p>		<p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境</u> :常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ラタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p><u>操作性</u> :操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p>	<p>2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載。柏崎6/7は現場作業の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 3-5</p> <p>5. <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器ベント停止後は、配管内に残留する水素ガスによる燃焼防止と、残留蒸気凝縮による配管内の負圧防止のため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。</u></p> <p><u>窒素ガスの供給は可搬型窒素供給装置にて行い、当該装置を格納容器圧力逃がし装置にホースで接続し、窒素供給弁を操作することでパージを行う。</u></p> <p><u>また、格納容器ベントライン水素サンプリングラックのサンプリングポンプを起動させ、窒素ガスパージ中の配管内の水素濃度を測定する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋 南東側 (屋外)</u> <u>原子炉建屋 地上中3階 (非管理区域)</u> <u>原子炉建屋 地上3階 南側通路 (非管理区域)</u></p>	<p>(4) <u>フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換が必要な状況において、屋外 (原子炉建屋西側周辺) に可搬型窒素供給装置を配備して接続口の蓋を開放し、ホースをフィルタベント配管窒素供給ライン接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内に窒素を供給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>屋外 (原子炉建屋西側周辺)</u></p>	<p>(5) <u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の窒素ガスパージが必要な状況において、可搬式窒素供給装置を配置してホースを窒素供給ライン接続口に接続した後、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系に窒素ガスを供給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>【窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合】</u> <u>屋外 (原子炉建物南側)</u></p> <p><u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p><u>【窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合】</u> <u>屋外 (原子炉建物西側)</u> <u>原子炉建物付属棟1階 (非管理区域)</u> <u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p><u>【窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は水素濃度測定を可搬設備により実施し、その成立性を(6) フィルタベント計装 (第1ベントフィルタ出口水素濃度) に記載</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>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整備</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 必要要員数及び時間</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージに必要な要員数, 時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数:<u>6名 (緊急時対策要員 6名)</u></p> <p>必要要員数:<u>2名 (現場運転員 2名)</u></p> <p>想定時間 :<u>270分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</u></p> <p>想定時間 :<u>15分 (実績時間:11分)</u></p>	<p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p><u>フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換として, フィルタベント配管窒素供給ライン接続口を使用した窒素供給に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。</u></p> <p>必要要員数 : <u>6名 (重大事故等対応要員 6名)</u></p> <p>所要時間目安 : <u>135分以内 (所要時間目安のうち, 現場操作に係る時間は135分以内)</u></p> <p><u>所要時間内訳</u></p> <p><u>【重大事故等対応要員】</u></p> <p><u>・準備: 30分 (放射線防護具着用を含む)</u></p>	<p><u>素ガスパージの場合 (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><u>屋外 (タービン建物北側)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟1階 (非管理区域)</u></p> <p><u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージとして窒素供給ライン接続口を使用した窒素ガス供給に必要な要員数, 想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>(a) <u>窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合</u></p> <p>必要要員数 : <u>3名 (中央制御室運転員1名, 緊急時対策要員2名)</u></p> <p>想定時間 : <u>2時間以内 (所要時間目安*1: 1時間42分)</u></p> <p><u>※1: 所要時間目安は, 実機による検証及び模擬による算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p>●<u>系統構成: 想定時間10分, 所要時間目安4分</u></p> <p><u>・系統構成: 所要時間目安4分 (操作対象1弁: 中央制御室)</u></p> <p><u>【緊急時対策要員】</u></p> <p>●<u>緊急時対策所~第4保管エリア移動: 想定時間35分, 所要時間目安32分</u></p> <p><u>・移動: 所要時間目安32分 (移動経路: 緊急時対策所~第4保管エリア)</u></p> <p>●<u>車両健全性確認: 想定時間10分, 所要時間目安10分</u></p> <p><u>・車両健全性確認: 所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u></p>	<p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑳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, 想定時間内訳を記載</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>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑳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>移動：10分（移動経路：南側保管場所からフィルタベント配管窒素供給ライン接続口）</u></p> <p>・ <u>電源車の系統構成：35分^{※1}（対象作業：ケーブル敷設、電源車起動等を含む）</u></p> <p>・ <u>可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：ホース接続、可搬型窒素供給装置起動等を含む）</u></p> <p>・ <u>窒素供給開始操作：10分</u></p> <p><u>※1：電源車の系統構成は、可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため、所要時間目安には含まれない。</u></p>	<p>● <u>可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分，所要時間目安2分</u></p> <p>・ <u>可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物南側））</u></p> <p>● <u>可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間1時間，所要時間目安53分</u></p> <p>・ <u>可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物南側））</u></p> <p>・ <u>可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分（暖気運転：屋外（原子炉建物南側））</u></p> <p>● <u>弁開操作：想定時間10分，所要時間目安5分</u></p> <p>・ <u>弁開操作：所要時間目安5分（操作対象1弁：屋外（原子炉建物南側））</u></p> <p>(b) <u>窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合</u></p> <p><u>必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，緊急時対策要員2名）</u></p> <p><u>想定時間：2時間以内（所要時間目安^{※1}：1時間44分）</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬による算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p>● <u>系統構成：想定時間10分，所要時間目安4分</u></p>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は，車載されている発電機より供給するため，電源車は不要</p> <p>・ 体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・ 運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>島根2号炉は，建物内接続口を使用した手順を整備</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>・<u>系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：中央制御室）</u></p> <p>【緊急時対策要員】</p> <p>●<u>緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分，所要時間目安32分</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）</u></p> <p>●<u>車両健全性確認：想定時間10分，所要時間目安10分</u></p> <p>・<u>車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分，所要時間目安2分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物西側））</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間1時間，所要時間目安53分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物西側）～原子炉建物附属棟1階）</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分（暖気運転：屋外（原子炉建物西側））</u></p> <p>●<u>弁開操作：想定時間10分，所要時間目安7分</u></p> <p>・<u>弁開操作：所要時間目安7分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟1階）</u></p> <p>(c) <u>窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合（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><u>必要要員数：3名（中央制御室運転員1名，緊急時対策要員2名）</u></p> <p><u>想定時間：6時間40分以内（所要時間目安[※]1：6時間18分）</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬による算定した時間</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p>	<p>d. 操作の成立性について</p>	<p>想定時間内訳</p> <p>【中央制御室運転員】</p> <p>●<u>系統構成：想定時間 10 分，所要時間目安 4 分</u></p> <p>・<u>系統構成：所要時間目安 4 分（操作対象 1 弁：中央制御室）</u></p> <p>【緊急時対策要員】</p> <p>●<u>緊急時対策所～第 4 保管エリア移動：想定時間 35 分，所要時間目安 32 分</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安 32 分（移動経路：緊急時対策所～第 4 保管エリア）</u></p> <p>●<u>車両健全性確認：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分</u></p> <p>・<u>車両健全性確認：所要時間目安 10 分（第 4 保管エリア）</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の移動：想定時間 5 分，所要時間目安 2 分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安 2 分（移動経路：第 4 保管エリア～屋外（タービン建物北側））</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の接続，暖気運転：想定時間 5 時間 35 分，所要時間目安 5 時間 19 分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安 5 時間 2 分（ホース接続：屋外（タービン建物北側）～原子炉建物附属棟 1 階）</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安 17 分（暖気運転：屋外（タービン建物北側））</u></p> <p>●<u>弁開操作：想定時間 15 分，所要時間目安 15 分</u></p> <p>・<u>弁開操作：所要時間目安 15 分（操作対象 1 弁：原子炉建物附属棟 1 階）</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) 中央制御室操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においても LED ライト（三脚タイプ），LED ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>島根 2号炉は，中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>移動経路 :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>作業環境 :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、<u>ガラスバッチ</u>、<u>帽子</u>、<u>綿手袋</u>、<u>ゴム手袋</u>、<u>靴下</u>、<u>汚染区域用靴</u>となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した<u>不織布カバーオール</u>、<u>アノラック</u>、<u>全面マスク</u>、<u>チャコールフィルタ</u>、<u>セルフエアセット</u>等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p>操作性 :送気ホースの接続は、<u>汎用の結合金具(オス・メス)</u>であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</p> <p>連絡手段 :<u>通信連絡設備(送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)</u>のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</p>	<p>移動経路 :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。<u>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>作業環境 :車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、<u>タイベック</u>)を着用して作業を行う。</p> <p>操作性 :可搬型窒素供給装置からのホース接続は、<u>汎用の結合金具</u>を使用して容易に接続可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段 :衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(<u>固定電話機</u>、PHS端末)、<u>送受信器(ページング)</u>のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。</p>	<p>(b) <u>現場作業</u></p> <p>移動経路 :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。<u>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></p> <p>作業環境 :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、<u>汚染防護服</u>)を装備するが、<u>緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</u></p> <p>操作性 :送気ホースの接続は、<u>差し込み式</u>であり容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、<u>弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。</u>作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</p> <p>連絡手段 :衛星電話設備(<u>固定型、携帯型</u>)、無線通信設備(<u>固定型、携帯型</u>)、<u>有線式通信設備</u>、電力保安通信用電話設備、<u>所内通信連絡設備(警報装置を含む。)</u>のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 使用する防護具の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="403 579 644 611">窒素ガスパージ操作</p>		 <p data-bbox="2015 627 2202 659">ホース接続作業</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) <u>フィルタベント計装 (第1ベントフィルタ出口水素濃度)</u></p> <p><u>a. 操作概要</u> <u>格納容器フィルタベント系の窒素ガスパーシが必要</u> <u>状況において, 屋外 (原子炉建物周辺) に第1ベントフ</u> <u>ィルタ出口水素濃度を配置してホースを接続口に接続し</u> <u>た後, 第1ベントフィルタ出口水素濃度により, 窒素ガ</u> <u>スパージ中, 配管内の水素濃度を測定する。</u></p> <p><u>b. 作業場所</u> <u>屋外 (原子炉建物南側)</u> <u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p><u>c. 必要要員数及び想定時間</u> <u>格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーシ中に</u> <u>おける水素濃度測定に必要な要員数, 想定時間は以下のと</u> <u>おり。</u> <u>必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名, 緊急時対</u> <u>策要員2名)</u> <u>想定時間 : 2時間以内 (所要時間目安*1 : 1時間39</u> <u>分)</u> <u>※1 : 所要時間目安は, 実機による検証及び模擬によ</u> <u>り算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●系統構成 : 想定時間10分, 所要時間目安4分</u> <u>・系統構成 : 所要時間目安4分 (操作対象1弁 : 中</u> <u>央制御室)</u> <u>【緊急時対策要員】</u> <u>●緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35</u> <u>分, 所要時間目安32分</u> <u>・移動 : 所要時間目安32分 (移動経路 : 緊急時対策</u> <u>所～第4保管エリア)</u> <u>●車両健全性確認 : 想定時間10分, 所要時間目安10</u> <u>分</u> <u>・車両健全性確認 : 所要時間目安10分 (第4保管エ</u> <u>リア)</u> <u>●水素濃度測定設備の移動 : 想定時間5分, 所要時間</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 水素濃度測定を可搬設備により実施するため, 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><u>目安 2分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>水素濃度測定設備の移動：所要時間目安 2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物南側））</u> <p>● <u>水素濃度測定設備の接続：想定時間 1時間，所要時間目安 50分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>水素濃度測定設備の接続：所要時間目安 45分（屋外（原子炉建物南側））</u> ・ <u>弁閉操作：所要時間目安：5分（操作対象 1弁：屋外（原子炉建物南側））</u> <p>● <u>起動操作：想定時間 10分，所要時間目安 5分</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>起動操作：所要時間目安 5分（起動操作：屋外（原子炉建物南側））</u> <p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>(a) 中央制御室操作</u></p> <p><u>作業環境</u> : <u>常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p><u>操作性</u> : <u>操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。</u></p> <p><u>(b) 現場作業</u></p> <p><u>移動経路</u> : <u>車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></p> <p><u>作業環境</u> : <u>車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備するが，緊急時対策本部の指示によ</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>り、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p><u>操作性</u> : <u>ホースの接続は、差し込み式であり容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、電源ケーブルの接続は、ねじ込み式あり容易に接続可能であり、操作に必要な工具はない。弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</u></p> <p><u>連絡手段</u> : <u>衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</u></p> <div data-bbox="1828 1077 2392 1457" data-label="Image"> </div> <p><u>ケーブル接続作業</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.3-6</u></p> <p>6. <u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>フィルタ装置水位調整 (水抜き) によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u></p> <p><u>薬液補給は可搬型薬液補給装置にて行い、当該装置を格納容器圧力逃がし装置にホースで接続し、補給を行う。また、サンプリングポンプを起動させ、スクラバ水の pH 値を確認する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺 (屋外)</u></p> <p>c. 必要要員数及び時間</p> <p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数: 10 名 (緊急時対策要員 10 名)</u></p> <p><u>想定時間 : 85 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</u></p>		<p>(7) <u>第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き) によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>制御室建物 4 階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 1 名 (中央制御室運転員 1 名)</u></p> <p><u>想定時間 : 15 分以内 (所要時間目安^{※1}: 9 分)</u></p> <p><u>※1: 所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p><u>●系統構成, ドレン移送ポンプ起動操作: 想定時間 15 分, 所要時間目安 9 分</u></p> <p><u>・系統構成, ドレン移送ポンプ起動操作: 所要時間目安 9 分 (操作対象 2 弁, ポンプ起動: 中央制御室)</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合わせて、薬液を補給</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、常設の薬品注入タンクより薬液補給</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑳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、所要時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境</u> :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</p> <p><u>移動経路</u> :車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p><u>操作性</u> :ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。本操作で必要となる工具は、コンプレッサー、補給ポンプ等とともに作業エリア近傍（フィルタベント遮蔽壁内（附室））に配備する。</p> <p><u>連絡手段</u> :通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</p>		<p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境</u> :常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ラタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p><u>操作性</u> :操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違に伴い島根2号炉は、中央制御室運転員の作業の成立性を記載。柏崎 6/7 は現場作業の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u></p> <p>a. <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u></p> <p>(a) <u>操作概要</u> <u>フィルタ装置スクラビング水移送が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、移送ポンプによりフィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・チェンバに移送する。</u></p> <p>(b) <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階 (管理区域)</u></p> <p>(c) <u>必要要員数及び所要時間</u> <u>フィルタ装置スクラビング水移送における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)</u> <u>所要時間目安 : 54分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は50分以内)</u></p> <p><u>所要時間内訳</u> <u>【運転員等 (当直運転員)】</u> <u>・移動 : 44分 (移動経路 : 中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階 (放射線防護具着用を含む))</u> <u>・系統構成 : 6分 (操作対象1弁 : 原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階)</u></p> <p>(d) <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境 : ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。</u> <u>また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック) を着用して作業を行う。</u> <u>移動経路 : ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> <u>操作性 : 通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。</u></p>		<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉の水の放射線分解により発生する水素のフィルタ装置内への蓄積防止は、必要に応じて窒素ガスパージ ((d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ) を行うことで対応。また、最終的なスクラビング水移送は、事故収束後に行う手順のため、記載不要と整理</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><u>連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <p><u>b. 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フィルタ装置水張り</u></p> <p><u>(a) 操作概要</u></p> <p><u>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フィルタ装置水張りが必要な状況において，水源を選定し，取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後，フィルタ装置水張り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フィルタ装置に水張りする。</u></p> <p><u>(b) 作業場所</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室，屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（代替淡水貯槽又は淡水タンク）周辺）</u></p> <p><u>(c) 必要要員数及び所要時間</u></p> <p><u>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フィルタ装置水張りとして，最長時間を要する代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：8 名（重大事故等対応要員 8 名）</u></p> <p><u>所要時間目安：180 分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は 180 分以内）</u></p> <p><u>所要時間内訳</u></p> <p><u>【重大事故等対応要員】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・準備：30 分（放射線防護具着用を含む）</u> <u>・移動：10 分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）</u> <u>・ホース敷設準備：10 分*1（対象作業：ホース積み，ホース荷卸しを含む）</u> <u>・系統構成：120 分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）</u> 		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>・送水準備：20分</p> <p>※1：ホース敷設準備は、系統構成と並行して行うため、所要時間目安には含まれない。</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。</p> <p>移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：フィルタ装置水張り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からのホース接続は、汎用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.3-7</u></p> <p>7. <u>ドレン移送ライン窒素ガスパージ</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）及びドレンタンク水抜き後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、フィルタ装置排水ラインの窒素ガスによるパージを実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺（屋外）</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u> <u>ドレン移送ラインの窒素ガスパージに必要な要員数、時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数:8名（緊急時対策要員8名）</u> <u>想定時間 :130分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</u> <u>移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u> <u>操作性 :送気ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能であり、操作に必要な工具はない。また、弁の開閉操作についても、必要な工具はなく通</u></p>			<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉のドレン移送設備は常時満水状態であるため、窒素ガスによる不活性化は不要</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>常の弁操作と同様である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</u></p> <p><u>連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.3-8</u></p> <p>8. <u>ドレンタンク水抜き</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>ドレンタンクが水位高に達した場合、よう素フィルタの機能維持のため、ドレン移送ポンプを使用してドレンタンク内の凝縮水を排水する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>原子炉建屋 南東側 フィルタベント遮蔽壁周辺 (屋外)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u> <u>ドレンタンク水抜きに必要な要員数、時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数:4 名 (緊急時対策要員 4 名)</u> <u>想定時間 :80 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</u> <u>移動経路 :ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u> <u>操作性 :通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に実施可能である。また、操作に必要な工具はない。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースがある。</u></p>			<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>連絡手段 : 通信連絡設備 (送受信器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 3-9</p> <p>9. <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>a. 操作概要 <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備として、電動弁操作盤による系統構成、復水補給水水源を復水貯蔵槽からサブプレッション・チェンバ・プールへ切り替えることにより水源を確保する。</u> <u>復水移送ポンプ停止前の操作を系統構成 (1) , 停止後の操作を系統構成 (2) とする。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>原子炉建屋 地上 3 階 (非管理区域)</u> <u>廃棄物処理建屋 地下 3 階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数および時間 <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のうち、系統構成に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数:4 名 (現場運転員 4 名)</u></p> <p><u>想定時間 :系統構成 (1) 管理区域 60 分 (実績時間:54 分) 非管理区域 40 分 (設備設置工事のため実績時間なし)</u> <u>系統構成 (2) 管理区域 15 分 (実績時間:15</u></p>		<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 4-2</p> <p>2. <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>(1) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p>a. 操作概要 <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉建物附属棟 3 階まで移動するとともに、現場での SA 電源切替盤操作により電源切替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動し原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>原子炉建物附属棟 3 階 (非管理区域)</u> <u>制御室建物 4 階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間 <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、最長時間を要する SA 電源切替盤による電源切替えを実施し、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を実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 3 名 (中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名)</u> <u>想定時間 : 1 時間 5 分以内 (所要時間目安^{*1}: 21 分)</u></p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、電源切替え及び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】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系の水源は、サブプレッション・チェンバのみ</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、電源切替え及び中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p> <p>・体制及び運用の相違 【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 data-bbox="379 266 893 342"><u>分) 非管理区域 5 分 (設備設置工事のため実績時間なし)</u></p> <p data-bbox="189 1478 492 1507">d. 操作の成立性について</p> <p data-bbox="228 1881 902 1911">作業環境: <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備</u></p>		<p data-bbox="1837 359 2421 434">※1: <u>所要時間目安は、模擬により算定した時間 想定時間内訳</u></p> <p data-bbox="1816 447 2071 476">【中央制御室運転員】</p> <p data-bbox="1837 489 2481 611">●電源確認: <u>想定時間 5 分, 所要時間目安 3 分</u> ・電源確認: <u>所要時間目安 3 分 (電源確認: 中央制御室)</u></p> <p data-bbox="1837 623 2481 745">●系統構成: <u>想定時間 15 分, 所要時間目安 5 分</u> ・系統構成: <u>所要時間目安 5 分 (操作対象 5 弁: 中央制御室)</u></p> <p data-bbox="1837 758 2481 879">●起動操作: <u>想定時間 10 分, 所要時間目安 4 分</u> ・起動操作: <u>所要時間目安 4 分 (操作対象 3 弁, ポンプ起動: 中央制御室)</u></p> <p data-bbox="1837 892 2021 921">【現場運転員】</p> <p data-bbox="1837 934 2481 1056">●移動, SA 電源切替盤操作 (A系): <u>想定時間 20 分, 所要時間目安 8 分</u> ・移動: <u>所要時間目安 5 分 (移動経路: 中央制御室 ~ 原子炉建物付属棟 3 階)</u> ・SA 電源切替盤操作 (A系): <u>所要時間目安 3 分 (電源切替操作: 原子炉建物付属棟 3 階)</u></p> <p data-bbox="1837 1068 2481 1190">●移動, SA 電源切替盤操作 (B系): <u>想定時間 20 分, 所要時間目安 4 分</u> ・移動: <u>所要時間目安 1 分 (原子炉建物付属棟 3 階)</u> ・SA 電源切替盤操作 (B系): <u>所要時間目安 3 分 (電源切替操作: 原子炉建物付属棟 3 階)</u></p> <p data-bbox="1786 1478 2101 1507">d. 操作の成立性について</p> <p data-bbox="1786 1520 2050 1549">(a) 中央制御室操作</p> <p data-bbox="1866 1562 2481 1734">作業環境: <u>常用照明消灯時においても LED ライト (三脚タイプ), LED ライト (ランタンタイプ) 及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p data-bbox="1866 1747 2451 1822">操作性: <u>操作スイッチによる操作であるため, 容易に実施可能である。</u></p> <p data-bbox="1786 1835 1970 1864">(b) 現場操作</p> <p data-bbox="1866 1877 2481 1906">作業環境: <u>常用照明消灯時においても, 電源内</u></p>	<p data-bbox="2519 359 2778 518">・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 想定時間内訳を記載</p> <p data-bbox="2519 1478 2778 1684">・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 中央制御室運転員の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>しており、<u>建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。管理区域においても汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路：<u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性：<u>通常の弁操作であり、容易に実施可能である。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。また操作はすべて原子炉建屋内の原子炉区域外である。</u></p> <p>連絡手段：<u>通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>		<p><u>蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</u></p> <p><u>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路：<u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性：<u>通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段：<u>有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 使用する防護具の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、電源切替えの作業の成立性を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="160 716 483 747"><u>復水貯蔵槽出ロライン隔離</u></p> <p data-bbox="557 716 908 793"><u>復水移送ポンプミニフローライン隔離</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(2) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成</u></p> <p>a. <u>原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u></p> <p>(a) <u>操作概要</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。</u></p> <p>(b) <u>作業場所</u></p> <p><u>制御室建物4階(非管理区域)(中央制御室)</u> <u>原子炉建物附属棟地下2階, 地下1階, 2階, 3階(非管理区域)</u> <u>廃棄物処理建物2階(非管理区域)</u></p> <p>(c) <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 3名(中央制御室運転員1名, 現場運転員2名)</u></p> <p><u>想定時間 : 系統構成1時間40分以内(所要時間目安*1: 1時間7分)</u> <u>冷却水確保10分以内(所要時間目安*1: 1分)</u></p> <p><u>※1: 所要時間目安は、模擬により算出した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <p><u>●電源確認: 想定時間5分, 所要時間目安2分</u></p> <p><u>・電源確認: 所要時間目安2分(電源確認: 中央制御室)</u></p> <p><u>●冷却水確保: 想定時間10分, 所要時間目安1分</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成について、作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<ul style="list-style-type: none"> ・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室） 【現場運転員B, C】 ●移動，SA電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物附属棟3階） ・SA電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物附属棟3階） ●系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安58分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物附属棟3階～原子炉建物附属棟2階） ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物附属棟2階） ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物附属棟2階～原子炉建物附属棟地下1階） ・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物附属棟地下1階） ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物附属棟地下1階～原子炉建物附属棟地下2階） ・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地下2階） ・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物附属棟地下2階～原子炉建物附属棟地下1階） ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟地下1階） ・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物附属棟地下1階～原子炉建物附属棟2階） ・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟2階） ・移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物附属棟2階～廃棄物処理建物2階） ・系統構成：所要時間目安3分（操作対象1弁：廃棄物処理建物2階） 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(d) 操作の成立性について</p> <p>i 中央制御室操作</p> <p>作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性 : 操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p>ii 現場操作</p> <p>作業環境 : 電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p> <p>連絡手段 : 有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備(警報装置を含む。)のうち、使用可能な設備により、中央制</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: center;"><u>御室に連絡する。</u></p> <p>b. <u>原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）</u></p> <p>(a) <u>操作概要</u> <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉建物附属棟3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤操作により電源切替えを実施する。また、中央制御室操作及び現場操作により原子炉補機冷却系の系統構成を行う。</u></p> <p>(b) <u>作業場所</u> <u>制御室建物4階（非管理区域）（中央制御室）</u> <u>原子炉建物附属棟地下2階、地下1階、2階、3階（非管理区域）</u> <u>廃棄物処理建物2階（非管理区域）</u></p> <p>(c) <u>必要要員数及び想定時間</u> <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系の系統構成として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切替えを実施する場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）</u> <u>想定時間 : 系統構成1時間40分以内（所要時間目安*1 : 1時間14分）</u> <u>冷却水確保10分以内（所要時間目安*1 : 1分）</u> <u>*1 : 所要時間目安は、模擬により算出した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●電源確認 : 想定時間5分、所要時間目安2分</u> <u>・電源確認 : 所要時間目安2分（電源確認 : 中央制御室）</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>●<u>冷却水確保：想定時間10分，所要時間目安1分</u> <u>・冷却水確保：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）</u></p> <p>【現場運転員B, C】</p> <p>●<u>移動，S A電源切替盤操作（B系）：想定時間20分，所要時間目安9分</u> <u>・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟3階）</u> <u>・S A電源切替操作（B系）：所要時間目安：3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟3階）</u></p> <p>●<u>系統構成：想定時間1時間20分，所要時間目安1時間5分</u> <u>・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物付属棟3階～原子炉建物付属棟2階）</u> <u>・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟2階）</u> <u>・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟2階～原子炉建物付属棟地下1階）</u> <u>・電源確認：所要時間目安1分（電源ロック：原子炉建物付属棟地下1階）</u> <u>・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟地下2階）</u> <u>・系統構成：所要時間目安4分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下2階）</u> <u>・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地下2階～原子炉建物付属棟地下1階）</u> <u>・系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟地下1階）</u> <u>・移動：所要時間目安5分（移動経路：原子炉建物付属棟地下1階～原子炉建物付属棟2階）</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>・<u>系統構成：所要時間目安3分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟2階）</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物付属棟2階）</u></p> <p>・<u>系統構成：所要時間目安11分（操作対象1弁：原子炉建物付属棟2階）</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安6分（移動経路：原子炉建物付属棟2階～廃棄物処理建物2階）</u></p> <p>・<u>系統構成：所要時間目安3分（操作対象1弁：廃棄物処理建物2階）</u></p> <p>(d) <u>操作の成立性について</u></p> <p>i <u>中央制御室操作</u></p> <p><u>作業環境</u> : <u>常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p><u>操作性</u> : <u>操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</u></p> <p>ii <u>現場操作</u></p> <p><u>作業環境</u> : <u>電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u> <u>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</u></p> <p><u>移動経路</u> : <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており、近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</p> <p>連絡手段 : 有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</p> <div data-bbox="1872 888 2341 1245" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1961 1255 2249 1285">冷却水確保（系統構成）</p> <div data-bbox="1872 1339 2341 1696" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1961 1707 2249 1736">冷却水確保（系統構成）</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) <u>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p>a. <u>原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合</u></p> <p>(a) <u>操作概要</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系(移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等)による補機冷却水確保のため、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。</u></p> <p>(b) <u>作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟1階(非管理区域)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟2階(非管理区域)</u></p> <p><u>屋外(取水槽周辺、原子炉建物南側周辺)</u></p> <p>(c) <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物南側接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：15名(緊急時対策要員15名)</u></p> <p><u>想定時間：7時間20分以内(所要時間目安^{※1}：5時間41分)</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【緊急時対策要員(6名)】(原子炉建物南側周辺作業)</u></p> <p><u>●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分</u></p> <p><u>・移動：所要時間目安32分(移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア)</u></p> <p><u>●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分</u></p> <p><u>・車両健全確認：所要時間目安10分(第4保管エ</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保について、作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>リア)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●移動式代替熱交換設備準備：想定時間6時間15分，所要時間目安4時間38分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動式代替熱交換設備準備：所要時間目安4時間38分（屋外（原子炉建物南側周辺）） ●補機冷却水の供給，流量調整：想定時間20分，所要時間目安15分 <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却水の供給，流量調整：所要時間目安15分（屋外（原子炉建物南側周辺）） 【緊急時対策要員（6名）】（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺作業） ●移動：想定時間35分，所要時間目安32分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア） ●車両健全確認：想定時間10分，所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア） ●大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間45分，所要時間目安2時間57分 <ul style="list-style-type: none"> ・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間57分（屋外（取水槽周辺）） ●送水準備（ホース敷設）：想定時間2時間30分，所要時間目安1時間52分 <ul style="list-style-type: none"> ・送水準備（ホース敷設）：所要時間目安1時間52分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）） ●補機冷却水の供給，流量調整：想定時間20分，所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却水の供給，流量調整：所要時間目安10分（屋外（取水槽周辺，原子炉建物南側周辺）） 【緊急時対策要員（3名）】（原子炉建物南側周辺作業） ●移動：想定時間30分，所要時間目安26分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安26分（緊急時対策所～原子炉建物南側） ●電源ケーブル接続：想定時間1時間10分，所要時 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>間目安45分</p> <p>・電源ケーブル接続：所要時間目安45分（屋外（原子炉建物南側），原子炉建物附属棟2階）</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>作業環境：電源内蔵型照明及びヘッドライトにより，夜間における作業性を確保している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：車両のヘッドライトのほか，電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。</p> <p>また，現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</p> <p>操作性：各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり，容易に実施可能である。</p> <p>作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。</p> <p>b. 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）</p> <p>(a) 操作概要</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>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、原子炉補機代替冷却系（大型送水ポンプ車等）による補機冷却水確保のため、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。</u></p> <p><u>(b) 作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟 地下2階（非管理区域）</u> <u>原子炉建物附属棟 地下1階（非管理区域）</u> <u>原子炉建物附属棟 1階（非管理区域）</u> <u>タービン建物 1階（非管理区域）</u> <u>タービン建物 地下1階（非管理区域）</u> <u>屋外（取水槽周辺）</u></p> <p><u>(c) 必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保として、最長時間を要する第4保管エリアの可搬設備を使用した海水取水箇所から原子炉建物内接続口を使用した送水に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数：6名（緊急時対策要員6名）</u> <u>想定時間：7時間以内（所要時間目安^{*1}：6時間29分）</u></p> <p><u>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【緊急時対策要員】</u></p> <p><u>●移動：想定時間35分、所要時間目安32分</u> <u>・移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）</u></p> <p><u>●車両健全確認：想定時間10分、所要時間目安10分</u> <u>・車両健全確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）</u></p> <p><u>●大型送水ポンプ車準備：想定時間3時間5分、所要時間目安2時間57分</u> <u>・大型送水ポンプ車の準備：所要時間目安2時間</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>57分(屋外(取水槽周辺))</p> <p>●送水準備(屋外ホース敷設): 想定時間55分, 所要時間目安45分</p> <p>・送水準備(屋外ホース敷設): 所要時間目安45分(屋外(取水槽周辺))</p> <p>●送水準備(屋内ホース敷設): 想定時間1時間55分, 所要時間目安1時間55分</p> <p>・送水準備(屋内ホース敷設): 所要時間目安1時間55分(屋内(タービン建物, 原子炉建物付属棟))</p> <p>●補機冷却水の供給, 流量調整: 想定時間20分, 所要時間目安10分</p> <p>・補機冷却水の供給, 流量調整: 所要時間目安10分(屋外(取水槽周辺))</p> <p>(d) 操作の成立性について</p> <p>作業環境 : 電源内蔵型照明及びヘッドライトにより, 夜間における作業性を確保している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか, 電源内蔵型照明及びヘッドライトを携行しており, 夜間においても接近可能である。</p> <p>また, 現場への移動は地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</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>操作性 : 各種ホースの接続は汎用の結合金具及びフランジ接続であり、容易に実施可能である。</p> <p>作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段 : 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</p> <p>移動式代替熱交換設備</p>  <p>ホース接続作業</p>  <p>移動式代替熱交換設備へのホース接続作業</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p data-bbox="1736 399 1944 430">大型送水ポンプ車</p>  <p data-bbox="2018 808 2211 840">ホース接続作業</p>  <p data-bbox="1988 1207 2240 1239">水中ポンプ設置準備</p>  <p data-bbox="2018 1617 2211 1648">ポンプ起動操作</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.3-10</u></p> <p>10. 格納容器内 pH 制御</p> <p>a. 操作概要 <u>復水移送ポンプ吸込配管に薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、サブプレッション・チェンバ・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減させる。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>廃棄物処理建屋 地下3階，地上2階（管理区域）</u></p> <p>c. 必要要員数および時間 <u>格納容器内 pH 制御に必要な要員数（4名），時間（原子炉格納容器内へのスプレイ（S/P）による薬液注入開始：30分，原子炉格納容器内へのスプレイ（D/W）による薬液注入開始：65分，原子炉格納容器下部への注水による薬液注入開始：100分）※のうち，系統構成に必要な要員数，時間は以下のとおり。</u> <u>※薬液注入箇所を選択し，実施した場合それぞれ30分。</u> <u>必要要員数：2名（現場運転員2名）</u> <u>想定時間：系統構成 25分（当該設備は設置工事のため実績時間なし）</u></p>		<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1.7.4-3</u></p> <p>3. サプレッション・プール水 pH制御</p> <p>(1) 操作概要 <u>サブプレッション・プール水 pH制御系によるサブプレッション・プール水 pH制御が必要な状況において，中央制御室操作により系統構成を実施し，サブプレッション・プール水 pH制御系を起動しサブプレッション・プール水 pH制御を実施する。</u></p> <p>(2) 作業場所 <u>制御室建物4階（非管理区域）（中央制御室）</u></p> <p>(3) 必要要員数及び想定時間 <u>サブプレッション・プール水 pH制御系によるサブプレッション・プール水 pH制御に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）</u> <u>想定時間：20分以内（所要時間目安^{※1}：7分）</u></p> <p>※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間 <u>想定時間内訳</u> <u>【中央制御室運転員】</u> <u>●起動操作：想定時間20分，所要時間目安7分</u> <u>・系統構成，起動操作：所要時間目安7分（操作対象4弁：中央制御室）</u></p>	<p>・記載表現の相違 【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>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ①⑩の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 ⑳の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は，想定時間内訳を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></p> <p>移動経路 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></p> <p>操作性 : <u>通常の弁操作であり，容易に実施可能である。また操作はすべて原子炉建屋内の原子炉区域外である。</u></p> <p>連絡手段 : <u>通信連絡設備（送受信器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</u></p>		<p>(4) <u>操作の成立性について</u></p> <p>作業環境 : <u>常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ラスタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</u></p> <p>操作性 : <u>操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑩の相違のため，島根 2号炉は，中央制御室運転員の作業の成立性を記載。柏崎 6/7 は現場作業の作業の成立性を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 7. 4-4</u></p> <p>4. <u>ドライウエル pH制御</u></p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p><u>残留熱代替除去系によるドライウエル pH制御が必要な状況において、原子炉建物付属棟3階まで移動するとともに、現場でのSA電源切替盤による電源切替を実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、残留熱代替除去系を起動しドライウエル pH制御を実施する。</u></p> <p>(2) <u>作業場所</u></p> <p><u>原子炉建物付属棟3階 (非管理区域)</u> <u>制御室建物4階 (非管理区域) (中央制御室)</u></p> <p>(3) <u>必要要員数及び想定時間</u></p> <p><u>残留熱代替除去系によるドライウエル pH制御として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切替を実施した場合に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>必要要員数 : 3名 (中央制御室運転員1名、現場運転員2名)</u></p> <p><u>想定時間 : 45分以内 (所要時間目安^{※1} : 15分)</u></p> <p><u>※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間</u> <u>想定時間内訳</u></p> <p><u>【中央制御室運転員】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ●<u>電源確認 : 想定5分、所要時間目安3分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>電源確認 : 所要時間目安3分 (電源確認 : 中央制御室)</u> ●<u>系統構成 : 想定時間15分、所要時間目安3分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>系統構成 : 所要時間目安3分 (操作対象3弁 : 中央制御室)</u> ●<u>起動操作 : 想定時間10分、所要時間目安3分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>起動操作 : 所要時間目安3分 (操作対象2弁、ポンプ起動 : 中央制御室)</u> <p><u>【現場運転員】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ●<u>移動、SA電源切替盤操作 (B系) : 想定時間20分、所要時間目安9分</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>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>・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室～原子炉建物付属棟3階）</p> <p>・SA電源切替盤操作（B系）：所要時間目安3分（電源切替操作：原子炉建物付属棟3階）</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <p>a. 中央制御室操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。</p> <p>操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p>b. 現場操作</p> <p>作業環境：常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p> <p>放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</p> <p>移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。</p> <p>連絡手段：有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</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) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p><u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が必要な状況で、屋外(原子炉建屋東側周辺)に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外(原子炉建屋西側周辺)に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>屋外(原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋西側周辺)</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p><u>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4-5</p> <p>5. <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>(1) 操作概要</p> <p><u>原子炉格納容器への窒素ガス供給が必要な状況で、屋外(原子炉建物周辺)に可搬式窒素供給装置を配備し、ホースを窒素供給ライン接続口に接続し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器に窒素ガスを供給する。</u></p> <p>(2) 作業場所</p> <p><u>【窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合】</u></p> <p><u>屋外(原子炉建物南側)</u></p> <p><u>【窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物附属棟西側扉)を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合】</u></p> <p><u>屋外(原子炉建物西側)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟1階(非管理区域)</u></p> <p><u>【窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合(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><u>屋外(タービン建物北側)</u></p> <p><u>原子炉建物附属棟1階(非管理区域)</u></p> <p>(3) 必要要員数及び想定時間</p> <p><u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>a. <u>窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は、操作の成立性について、「1.7.2.1(1)d.可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス置換」にて記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整備</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、接続口毎の成立性を記載</p>

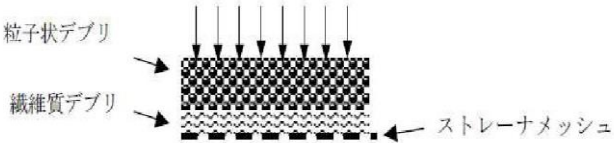
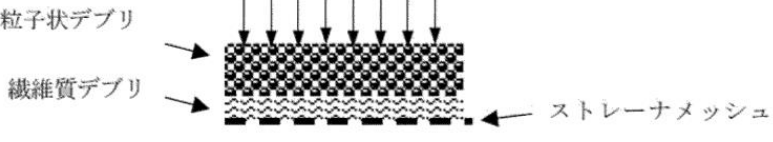
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>必要要員数 : <u>6名 (重大事故等対応要員6名)</u> 所要時間目安 : <u>135分以内 (所要時間目安のうち, 現場操作に係る時間は135分以内)</u></p> <p>所要時間内訳 <u>【重大事故等対応要員】</u></p> <p>・ <u>準備 : 30分 (放射線防護具着用を含む)</u></p> <p>・ <u>移動 : 10分 (移動経路 : 南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口)</u></p> <p>・ <u>電源車の系統構成 : 35分^{*1} (対象作業 : ケーブル敷設, 電源車動等を含む)</u></p> <p>・ <u>可搬型窒素供給装置の系統構成 : 85分 (対象作業 : 窒素供給用ホース接続, 可搬型窒素供給装置起動等を含む)</u></p>	<p>必要要員数 : <u>2名 (緊急時対策要員2名)</u> 想定時間 : <u>2時間以内 (所要時間目安^{*1} : 1時間42分)</u></p> <p>※1 : <u>所要時間目安は, 実機による検証及び模擬により算定した時間</u></p> <p>想定時間内訳 <u>【緊急時対策要員】</u></p> <p>● <u>緊急時対策所～第4保管エリア移動 : 想定時間35分, 所要時間目安32分</u> ・ <u>移動 : 所要時間目安32分 (移動経路 : 緊急時対策所～第4保管エリア)</u></p> <p>● <u>車両健全性確認 : 想定時間10分, 所要時間目安10分</u> ・ <u>車両健全性確認 : 所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u></p> <p>● <u>可搬式窒素供給装置の移動 : 想定時間5分, 所要時間目安2分</u> ・ <u>可搬式窒素供給装置の移動 : 所要時間目安2分 (移動経路 : 第4保管エリア～屋外 (原子炉建物南側))</u></p> <p>● <u>可搬式窒素供給装置の接続, 暖気運転 : 想定時間1時間, 所要時間目安53分</u></p> <p>・ <u>可搬式窒素供給装置の接続 : 所要時間目安36分 (ホース接続 : 屋外 (原子炉建物南側))</u> ・ <u>可搬式窒素供給装置暖気運転 : 所要時間目安17分 (暖気運転 : 屋外 (原子炉建物南側))</u></p>	<p>・ 体制及び運用の相違 <u>【東海第二】</u> ⑩の相違</p> <p>・ 体制及び運用の相違 <u>【東海第二】</u> ⑩の相違</p> <p>・ 設備の相違 <u>【東海第二】</u> 島根2号炉の可搬式窒素供給装置の電源は, 車載されている発電機より供給するため, 電源車は不要</p> <p>・ 体制及び運用の相違 <u>【東海第二】</u> 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>・窒素供給開始操作：10分</p> <p>※1：電源車の系統構成は、可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため、所要時間目安には含まれない。</p>	<p>●<u>弁開操作：想定時間10分、所要時間目安5分</u></p> <p>・<u>弁開操作：所要時間目安5分（操作対象1弁：屋外（原子炉建物南側））</u></p> <p>b. <u>窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合</u></p> <p><u>必要要員数：2名（緊急時対策要員2名）</u></p> <p><u>想定時間：2時間以内（所要時間目安※1：1時間44分）</u></p> <p>※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p><u>想定時間内訳</u></p> <p>【緊急時対策要員】</p> <p>●<u>緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安32分（移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア）</u></p> <p>●<u>車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分</u></p> <p>・<u>車両健全性確認：所要時間目安10分（第4保管エリア）</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分、所要時間目安2分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分（移動経路：第4保管エリア～屋外（原子炉建物西側））</u></p> <p>●<u>可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転：想定時間1時間、所要時間目安53分</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安36分（ホース接続：屋外（原子炉建物西側）～原子炉建物附属棟1階）</u></p> <p>・<u>可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分（暖気運転：屋外（原子炉建物西側））</u></p> <p>●<u>弁開操作：想定時間10分、所要時間目安7分</u></p> <p>・<u>弁開操作：所要時間目安7分（操作対象1弁：原子炉建物附属棟1階）</u></p> <p>c. <u>窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、建物内接続口を使用した手順を整備</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>使用する防護具の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の接続口は、差し込み式を採用</p>

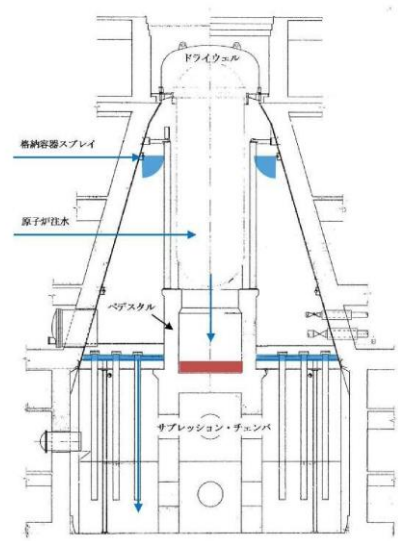
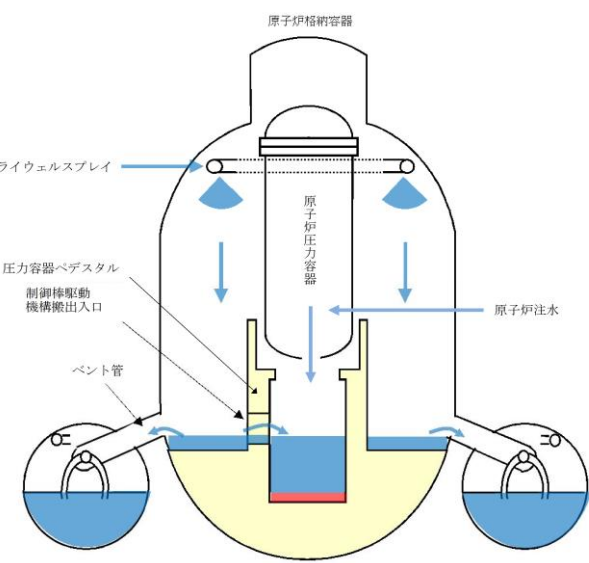
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>d. 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、ア</p>	<p>扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</p> <p>必要要員数 : 2名 (緊急時対策要員2名)</p> <p>想定時間 : 6時間40分以内 (所要時間目安*1 : 6時間18分)</p> <p>※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間</p> <p>想定時間内訳</p> <p>【緊急時対策要員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●緊急時対策所～第4保管エリア移動：想定時間35分、所要時間目安32分 <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安32分 (移動経路：緊急時対策所～第4保管エリア) ●車両健全性確認：想定時間10分、所要時間目安10分 <ul style="list-style-type: none"> ・車両健全性確認：所要時間目安10分 (第4保管エリア) ●可搬式窒素供給装置の移動：想定時間5分、所要時間目安2分 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式窒素供給装置の移動：所要時間目安2分 (移動経路：第4保管エリア～屋外 (タービン建物北側)) ●可搬式窒素供給装置の接続、暖気運転：想定時間5時間35分、所要時間目安5時間19分 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬式窒素供給装置の接続：所要時間目安5時間2分 (ホース接続：屋外 (タービン建物北側)～原子炉建物附属棟1階) ・可搬式窒素供給装置暖気運転：所要時間目安17分 (暖気運転：屋外 (タービン建物北側)) ●弁開操作：想定時間15分、所要時間目安15分 <ul style="list-style-type: none"> ・弁開操作：所要時間目安15分 (操作対象1弁：原子炉建物附属棟1階) <p>(4) 操作の成立性について</p> <p>移動経路 : 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場へ</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>クセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，<u>タイベック</u>）を着用して作業を行う。</p> <p>操作性：可搬型窒素供給装置からのホース接続は，<u>汎用の結合金具</u>を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。</p> <p>連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（<u>固定電話機，PHS端末</u>），<u>送受信器（ページング）</u>のうち，使用可能な設備により，<u>災害対策本部との連絡が可能である。</u></p>	<p><u>の移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></p> <p>作業環境：<u>車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，<u>汚染防護服</u>）を装備するが，<u>緊急時対策本部の指示により，作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</u></u></p> <p>操作性：<u>可搬式窒素供給装置からのホース接続は，<u>差し込み式</u>であり容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には支障となる設備はなく，十分な作業スペースがある。</u></p> <p>連絡手段：<u>衛星電話設備（固定型，携帯型），無線通信設備（固定型，携帯型），有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。</u></p> <div data-bbox="1855 1392 2356 1728" data-label="Image"> </div> <p><u>ホース接続作業</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.5</p> <p><u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>炉心損傷後の代替循環冷却系運転に際し、サプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。</p> <p>a. <u>残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p>東海第二発電所では、<u>残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p>また、重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.5</p> <p><u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p>炉心損傷後の残留熱代替除去系運転に際し、サプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素ガス等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。</p> <p>1. <u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について</u></p> <p><u>残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。</u></p> <p>また、重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（パーライト等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。</p> <p><u>なお、本システムの成立性評価として NPSH 評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要 NPSH を満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している（第 1 表参照）。</u></p> <p><u>また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。</u></p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について記載</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では、残留熱代替除去ポンプの流量により S/C 底部に</p>

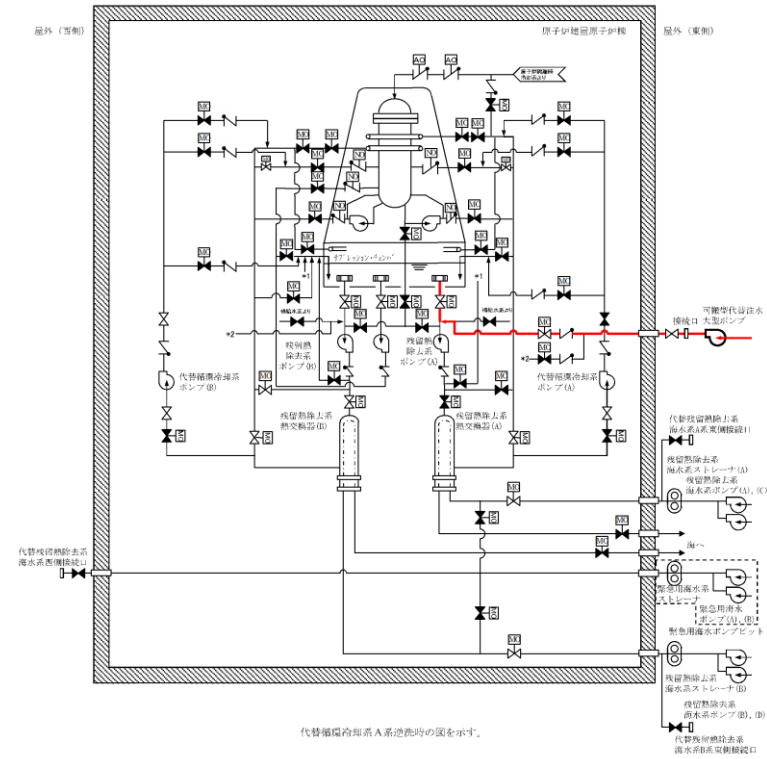
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウエル部）に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※2}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</p> <p>さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※3}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第1図）</p>  <p>第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G.1.82においても</p>	<p>重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部の<u>圧力容器ペDESTAL内</u>に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。</p> <p>万が一、<u>圧力容器ペDESTAL内</u>からオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、<u>金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。</u></p> <p><u>このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。</u></p> <p>さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。</p> <p>※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について 「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、<u>ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第1図参照）</u></p>  <p>第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ</p> <p>繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686に対するNRCの安全評価レポートのAppendix Eで実験データに基づく考察として、「1/8 inch以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されて</p>	<p>沈着したデブリは再浮遊しない評価を※2に記載</p> <p>・記載方針の相違【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>「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</p> <p>また、G S I -191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。</p>	<p>いる。また、R.G.1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。</p> <p>また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。</p> <p>第 1 表 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例</p> <table border="1" data-bbox="1846 1270 2365 1570"> <thead> <tr> <th colspan="3">Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</th> </tr> <tr> <th>Size Range µm</th> <th>Average Size µm</th> <th>% by weight</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0-5</td> <td>2.5</td> <td>81%</td> </tr> <tr> <td>5-10</td> <td>7.5</td> <td>14%</td> </tr> <tr> <td>10-75</td> <td>42.5</td> <td>5%</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 µm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形において 0.1m/s 程度必要であり(原子力安全基盤</p>	Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge			Size Range µm	Average Size µm	% by weight	0-5	2.5	81%	5-10	7.5	14%	10-75	42.5	5%	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・評価の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では、残留熱代替除去ポンプの流量により S/C 底部に沈着したデブリは再浮遊しない評価を記載</p>
Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge																		
Size Range µm	Average Size µm	% by weight																
0-5	2.5	81%																
5-10	7.5	14%																
10-75	42.5	5%																

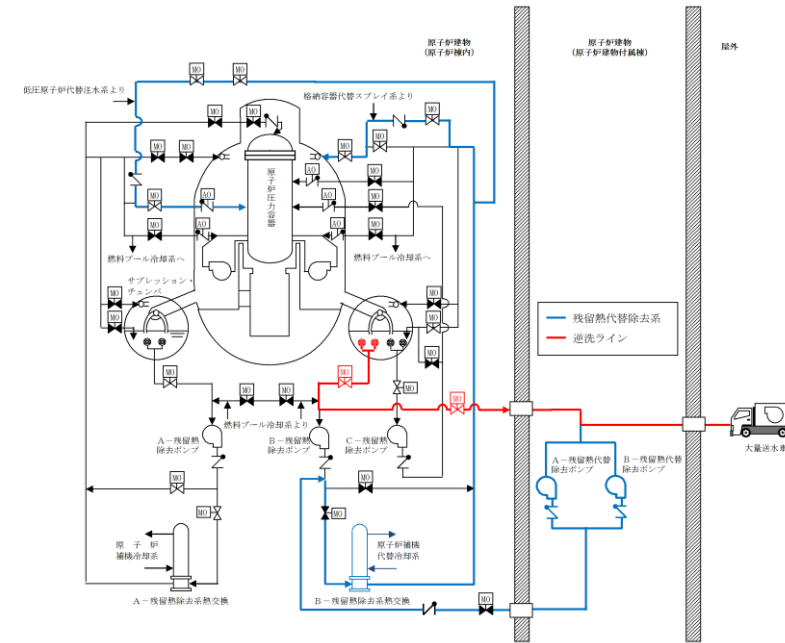
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>※2: RPV破損後の熔融炉心の落下先はペDESTAL (ドライウエル部) であり, 代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL (ドライウエル部) へ落下し, <u>ダイヤフラムフロア及びベント管</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる。(第2図)</p> <p>粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>  <p>第2図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ</p> <p>※3: GSI-191における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着した</p>	<p>機構(H21.3), PWRプラントのLOCA時長期炉心冷却性に係る検討, 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, <u>ストレーナ表面流速は約0.008m/s(150m³/hの時)程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。</u></p> <p>※3: RPV破損後の熔融炉心の落下先は<u>圧力容器ペDESTAL内</u>であり残留熱代替除去系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPVへ注水された冷却水は<u>圧力容器ペDESTAL内</u>へ落下し, <u>ベント管</u>を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる(第2図参照)。</p> <p>粒子化した熔融炉心等が<u>圧力容器ペDESTAL内</u>に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって<u>圧力容器ペDESTAL内</u>から巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。</p>  <p>第2図 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ</p> <p>※4: GSI-191における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着した</p>	<p>備考</p> <p>・炉型の違い 【東海第二】 PCVの相違 島根2号炉: MARK-I 改, 東海第二: MARK-II</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>デブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (第3図)。</p> <p>当該試験はPWR サンプスクリーン形状を想定しているもの であるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒 形であり (第4図) , ポンプの起動・停止によるデブリ落下の 効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知 した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下 し、速やかに冷却を再開することが可能である。</p> <div data-bbox="1121 741 1576 961" data-label="Image"> </div> <p>第3図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が 剥がれ落ちた試験</p> <p>(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss- of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)</p> <div data-bbox="946 1304 1679 1633" data-label="Image"> </div> <p>第4図 非常用炉心冷却系ストレーナ</p>	<p>したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (第3図参照)。</p> <p>当該試験はPWR サンプスクリーン形状を想定してい るものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であ り(第4図参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落 下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量 の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施する ことでデブリが落下し、速やかに冷却を再開するこ とが可能である。</p> <div data-bbox="1902 730 2303 951" data-label="Image"> </div> <p>第3図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落 ちた試験</p> <p>(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of- Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)</p> <div data-bbox="1837 1283 2380 1696" data-label="Image"> </div> <p>第4図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ</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. 閉塞時の逆洗操作について</p> <p>前述 a. の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第5図に示す。</p> <p>したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。</p>	<div data-bbox="1834 258 2380 625" data-label="Image"> </div> <p>第5図 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)</p> <p>2. 閉塞時の逆洗操作について</p> <p>前述 1. の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を第6図に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。</p> <p>したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、RHR ストレーナの据付図を掲載</p>



第5図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について



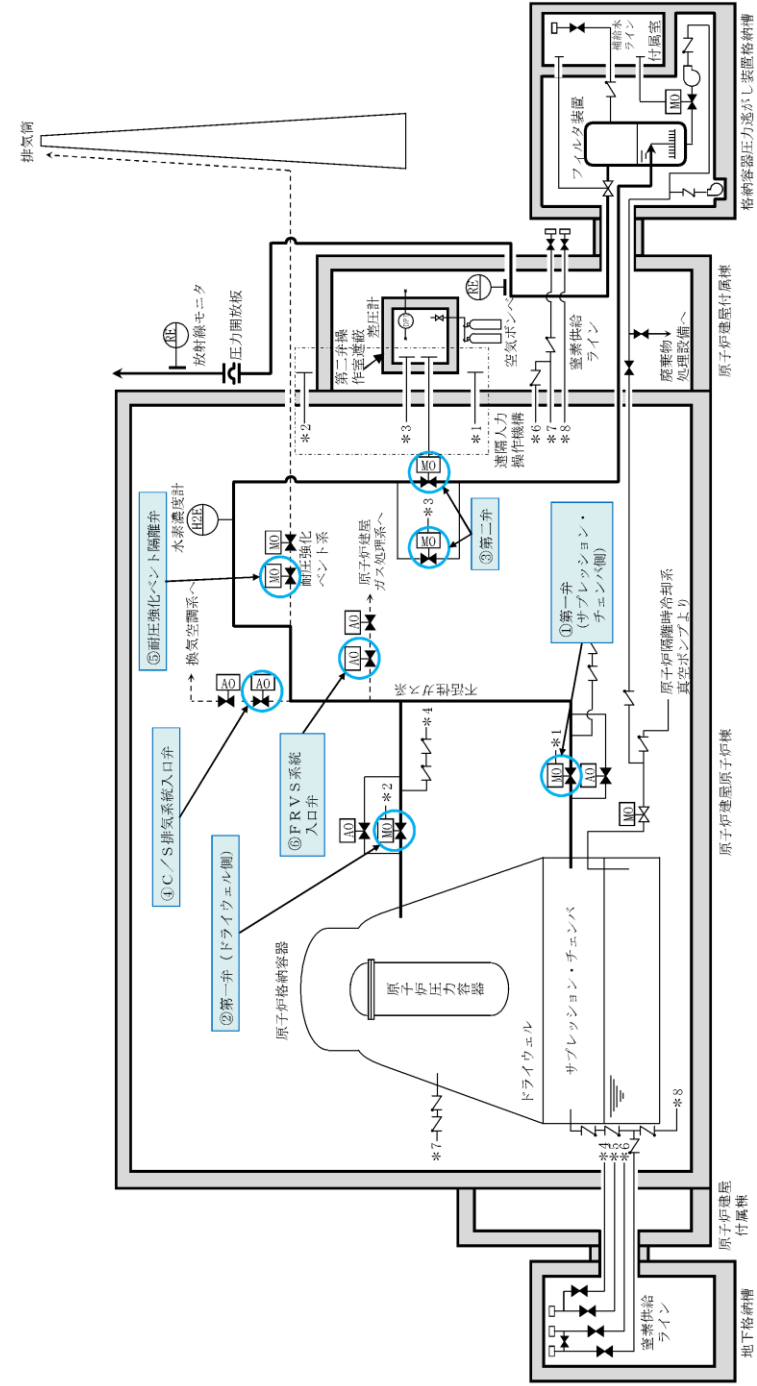
第6図 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

・設備の相違
【東海第二】

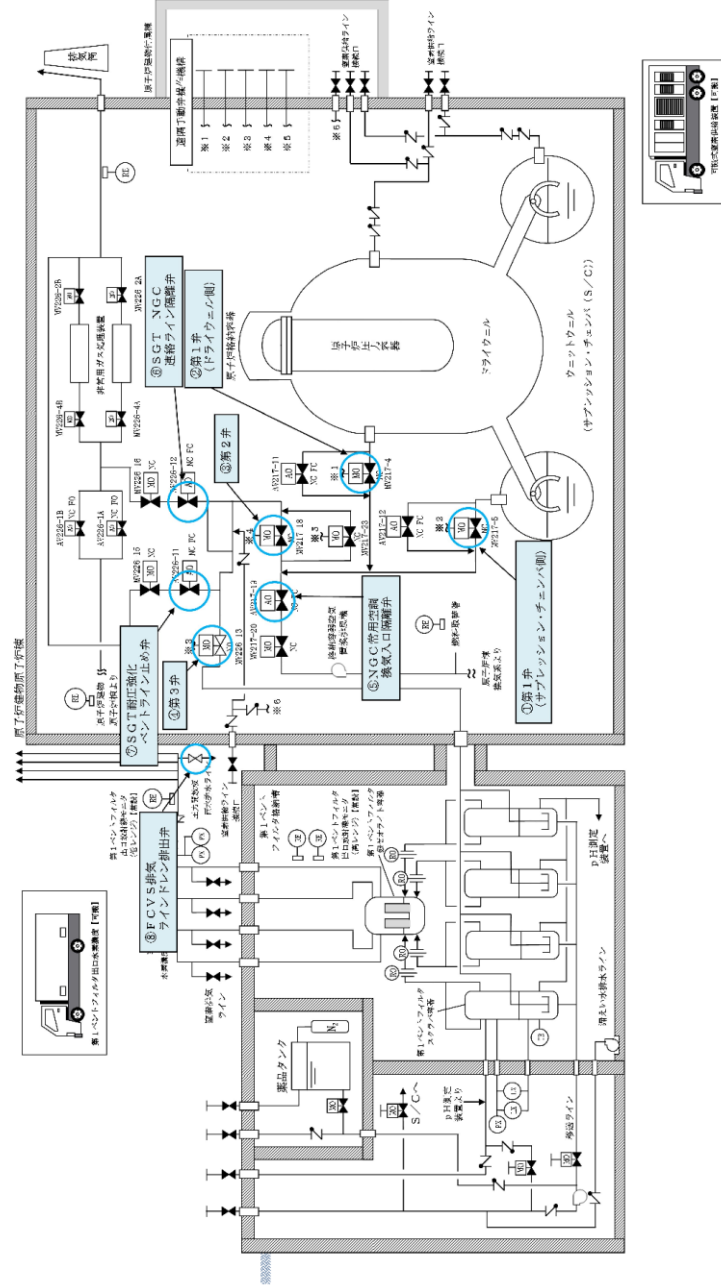
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. 水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、<u>代替循環冷却系</u>運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には<u>残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁</u>を閉じ、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>から系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>3. 水の放射線分解による水素影響について</p> <p>炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、<u>残留熱代替除去系</u>運転中は配管内に流れがあり、<u>また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系</u>の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には<u>残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトラス水入口弁</u>を閉じ、<u>残留熱代替除去系に大量送水車</u>から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6</p> <p style="text-align: center;">格納容器ベント操作について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッショ</u> <u>ン・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りあ</u> <u>るが、サブプレッショ</u> <u>ン・プールにおけるスクラビング効果（エアロ</u> <u>ゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッショ</u> <u>ン・チェン</u> <u>バからのベントを優先して使用する。</u></p> <p>ただし、サブプレッショ <u>ン・チェンバからのベントが実施でき</u> <u>ない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。</u></p> <p><u>また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時</u> <u>間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時に隔離</u> <u>する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態</u> <u>で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施す</u> <u>る。</u></p> <p><u>なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止</u> <u>後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁</u> <u>下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6</p> <p style="text-align: center;">格納容器ベント操作について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の放出系統として、サブプレッショ</u> <u>ン・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りある</u> <u>が、サブプレッショ</u> <u>ン・プールにおけるスクラビング効果（エアロ</u> <u>ゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッショ</u> <u>ン・チェンバから</u> <u>のベントを優先して使用する。</u></p> <p><u>ただし、サブプレッショ</u> <u>ン・チェンバからのベントが実施できな</u> <u>い場合には、ドライウェルからのベントを実施する。</u></p> <p><u>また、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、</u> <u>下流側（フィルタベント装置側）から実施する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場の雰囲気線量を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納</u> <u>容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物原子炉棟</u> <u>内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量</u> <u>が上昇する可能性がある。</u> ・<u>格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順</u> <u>機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないた</u> <u>め、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。</u> ・<u>現場での手動操作時間を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作</u> <u>する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属</u> <u>棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、</u> <u>操作に時間を要する可能性がある。</u> <p><u>なお、ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウ</u> <u>ンダリ範囲を通常時と同様にするためである。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納 容器ベント操作につい て記載 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、外部 注水制限到達によりベ ントを実施するため、 サブプレッショ <u>ン・チェ</u> <u>ンバ側ベントとドライ</u> <u>ウェル側ベントでタイ</u> <u>ミングが変わらない</u> ・設備及び運用の相違 【東海第二】 格納容器バウンダリ の維持及び現場におけ る炉心損傷後のベント 実施（準備操作含む） の被ばく評価結果を考 慮し、第2弁（ベント 装置側）から開操作す る ・運用の相違 【東海第二】 ベント停止に係る考

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
	<p><u>を防止するためである。</u> <u>格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。</u></p>	<p><u>格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。</u></p>	<p>え方の相違</p>



第1図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)



第1図 格納容器フィルターバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

・運用の相違
【東海第二】
 設計方針の相違による系統構成の相違

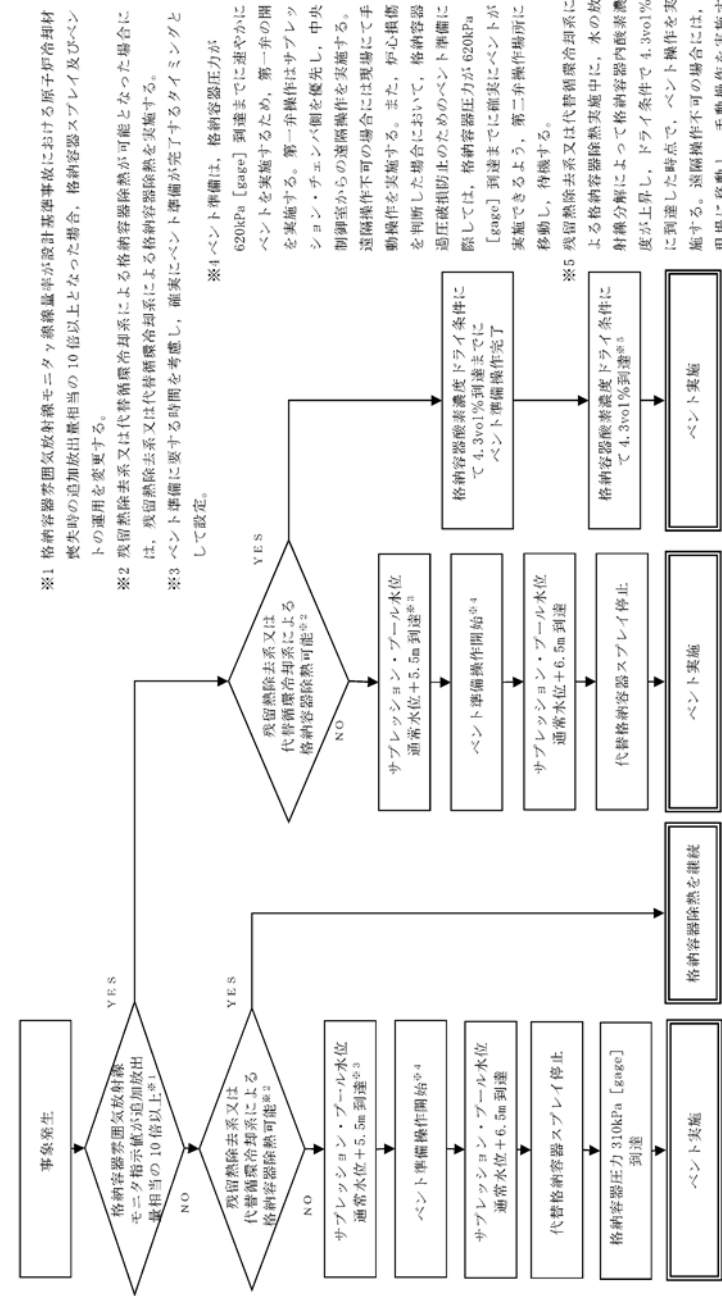
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
	<p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>におけるベントタイミング <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、<u>発電長</u>の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="949 724 1662 924"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、<u>残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、<u>465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</u></u></p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達	<p>1. <u>格納容器フィルタベント系</u>におけるベントタイミング <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、<u>当直副長</u>の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="1736 714 2478 903"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、<u>炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 384kPa [gage] から 334kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。</u> <u>炉心損傷を判断した場合は、<u>640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施し、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</u></u></p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達	<p>・体制の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、島根 1号炉と中央制御室を共用しているため、当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、格納容器スプレイの停止基準について、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没防止を目的に定めていない</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p>
炉心状態	目的	実施判断基準																							
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達																							
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達																							
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% 到達																						
炉心状態	目的	実施判断基準																							
炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達																							
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達																							
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の4vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて<u>4.3vol%</u>に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。</p> <p>炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。</p> <p style="text-align: center;">第2表 確認パラメータ (炉心損傷判断)</p> <table border="1" data-bbox="961 867 1644 1045"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>炉心損傷判断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率</td> <td>設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。</p> <p>さらに、<u>炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</u>として、第3表に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第3表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="940 1480 1682 1814"> <thead> <tr> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器破損の緩和</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度2vol%到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">大気へ放出される放射性物質の総量の低減</td> <td>格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合</td> </tr> <tr> <td>可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table>	確認パラメータ	炉心損傷判断	ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。	目的	実施判断基準	格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合	原子炉建屋水素濃度2vol%到達	大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p>また、<u>炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の4vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて<u>4.4vol%</u>及び<u>ウェット条件にて1.5vol%</u>に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第2～4図に示す。</u></p> <p><u>炉心損傷の有無の判断は、第2表に示すパラメータを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;">第2表 確認パラメータ (炉心損傷判断)</p> <table border="1" data-bbox="1733 863 2478 993"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>炉心損傷判断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率</td> <td>設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。</p> <p>さらに、<u>重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</u>として、第3表に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第3表 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="1733 1493 2472 1755"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合（384kPa [gage]以下維持不可）</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心損傷を判断した場合</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合（1.5Pd以下維持不可）</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物水素濃度2.5vol%到達</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合</td> </tr> <tr> <td>可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table>	確認パラメータ	炉心損傷判断	ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。	炉心状態	実施判断基準	炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合（384kPa [gage]以下維持不可）	炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合（1.5Pd以下維持不可）	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合	可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇		原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 格納容器酸素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 ⑮の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p>
確認パラメータ	炉心損傷判断																													
ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。																													
目的	実施判断基準																													
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合																													
	原子炉建屋水素濃度2vol%到達																													
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合																													
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇																													
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																													
確認パラメータ	炉心損傷判断																													
ドライウエル又はサブプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。																													
炉心状態	実施判断基準																													
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合（384kPa [gage]以下維持不可）																													
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合（1.5Pd以下維持不可）																													
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達																													
	格納容器温度200℃以上において温度上昇が継続している場合																													
	可搬型モニタリング・ポスト指示の急激な上昇																													
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																													

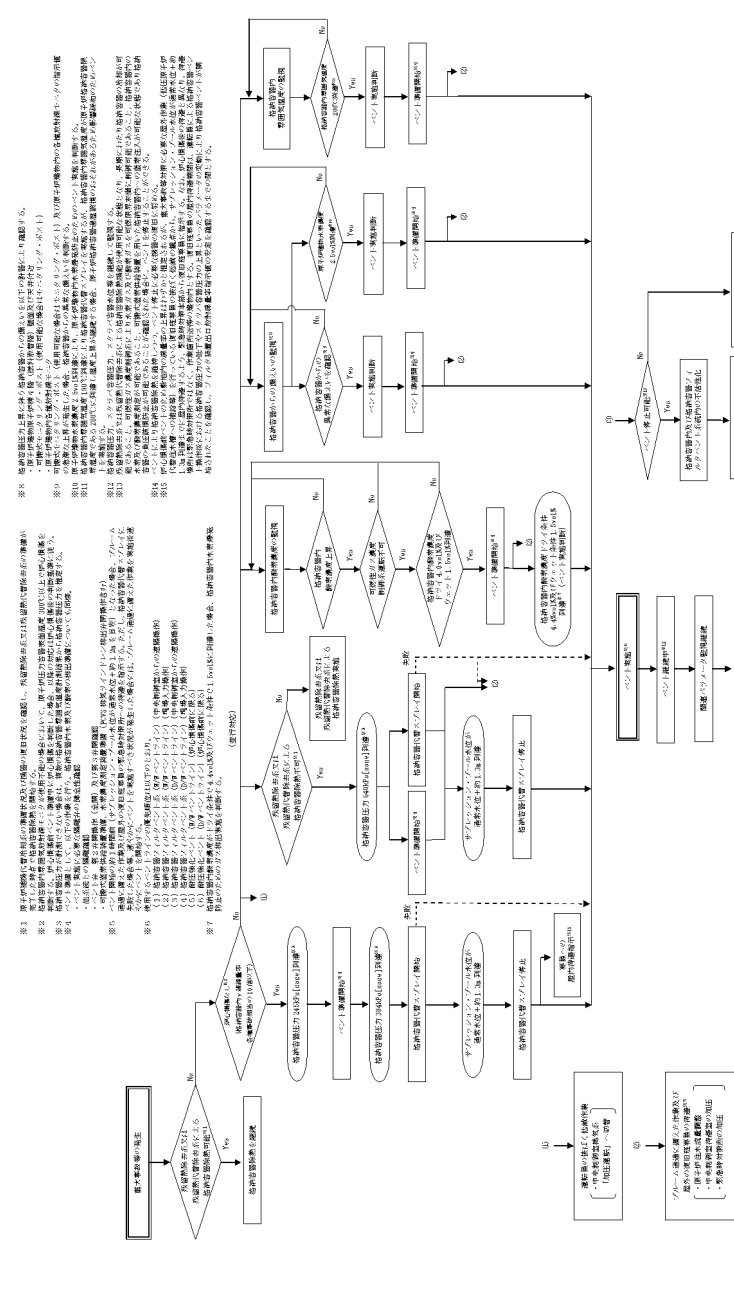
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、原子炉建屋水素濃度 <u>2vol%</u>到達によりベントを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気がが過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィル</p>	<p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建物原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建物原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建物原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol%を考慮し、原子炉建物水素濃度 <u>2.5vol%</u>到達によりベントを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィル</p>	<p>なお、炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達後、<u>2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに5時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約1時間30分であることを踏まえても格納容器圧力2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに準備ができる。</u></p> <p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>格納容器代替スプレイ系（常設）及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建物原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建物原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建物原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol%を考慮し、原子炉建物水素濃度 <u>2.5vol%</u>到達によりベントを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィル</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器代替スプレイが実施できない場合のベント実施までの余裕時間における作業成立性を記載</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 格納容器型式の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 格納容器型式の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>タ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</p>	<p><u>タ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</u></p>	

・運用の相違
【東海第二】
ベント実施基準等の
相違



第2図 ベント実施の判断フロー



第2図 ベント実施の判断フロー

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p style="text-align: center;">第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 格納容器型式の相違</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代替格納容器スプレイ実施 (格納容器圧力 465kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント準備操作開始 (サブプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達)</p> <p>③ベント操作 (代替格納容器スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達)</p> <p>④ベント成否確認</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①代替格納容器スプレイ実施 ・465kPa [gage] ~400kPa [gage] 連続スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・代替格納容器スプレイ停止後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第一弁の開操作を実施する。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウェル側ベントに切り替えて弁の操作を行う。 ・サブプレッション・プール水位通常水位+5.5mに到達すれば、第二弁操作者は第二弁現場操作場所へ移動し、待機する。 ・第一弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は90分である。</p> <p>③ベント操作 ・格納容器圧力 620kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達後格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第二弁を開弁することでベントを開始する。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場待機している第二弁操作者へ連絡し、現場操作(人力による遠隔操作)を実施する。 ・第二弁の人力操作は3名で実施し、開操作時間は30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、圧力及び温度が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるため、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能の復旧 ○窒素供給機能の準備 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能の復旧</p> <p>第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	<p>①格納容器代替スプレイ実施 (格納容器圧力 640kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント操作 (格納容器代替スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位計の 指示が通常水位 約 1.3m 到達後)</p> <p>③ベント成否確認</p> <p>④安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①格納容器代替スプレイ実施 ・640kPa [gage] ~853kPa [gage] 間欠スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第二弁の開操作を実施する。 ・第二弁の操作は、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。 ・第二弁の人力操作は2名で実施し、弁操作時間は1時間20分である。</p> <p>③ベント操作 ・格納容器圧力 853kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、開弁することでベントを開始する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウェル側ベントの操作を行う。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場にて人力操作を実施する。 ・第一弁の人力操作は2名で実施し、開操作時間は1時間30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、スクラバ容器圧力が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるため、第一弁操作場所へ移動し、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p> <p>第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違</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>格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要</u></p> <p>a. <u>系統待機状態の確認</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p>第4表 <u>確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="967 552 1656 816"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水pH</td> <td>13以上であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置排気ライン圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>ベント準備操作</u></p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑥の番号は、第1図の番号に対応している。</p> <p>(a) <u>ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</u></p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第一弁 (サブプレッション・チェンバ側)</p> <p>②第一弁 (ドライウエル側)</p> <p>③第二弁</p> <p>(b) <u>他系統との隔離確認</u></p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>④C/S排気系統入口弁</p> <p>⑤耐圧強化ベント隔離弁</p> <p>⑥FRVS系統入口弁</p>	確認パラメータ	確認内容	フィルタ装置水位	待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること	フィルタ装置スクラビング水pH	13以上であること	フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること	<p>2. <u>格納容器フィルタベント系の操作手順の概要</u></p> <p>(1) <u>系統待機状態の確認</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p>第4表 <u>確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="1742 552 2430 682"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>待機水位である1,700~1,900mmの範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器pH</td> <td>□であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) <u>ベント準備操作</u></p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑦の番号は、第1図の番号に対応している。</p> <p>a. <u>ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</u></p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第1弁 (サブプレッション・チェンバ側)</p> <p>②第1弁 (ドライウエル側)</p> <p>③第2弁</p> <p>④第3弁 (開確認のみ)</p> <p>b. <u>他系統との隔離確認</u></p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>⑤NGC常用空調換気入口隔離弁</p> <p>⑥SGT NGC連絡ライン隔離弁</p> <p>⑦SGT耐圧強化ベントライン止め弁</p>	確認パラメータ	確認内容	スクラバ容器水位	待機水位である1,700~1,900mmの範囲にあること	スクラバ容器pH	□であること	フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>格納容器フィルタベント系の設計の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>系統設計による隔離弁の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>操作対象弁の相違</p>
確認パラメータ	確認内容																		
フィルタ装置水位	待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること																		
フィルタ装置スクラビング水pH	13以上であること																		
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること																		
確認パラメータ	確認内容																		
スクラバ容器水位	待機水位である1,700~1,900mmの範囲にあること																		
スクラバ容器pH	□であること																		
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>(c) 第一弁の開操作</u> 中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。 また、<u>格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。</u> ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は<u>約 12 分</u>である。</p> <p><u>(d) 第二弁操作のための要員移動</u> <u>炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が 620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。</u> <u>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約 12 分である。</u></p>	<p><u>c. 第二弁の開操作</u> <u>中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第二弁の人力による開操作を実施する。</u> <u>また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。</u> <u>ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。</u> <u>現場操作の着用装備は、全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服であり、着用時間は約 6 分である。</u></p> <p><u>d. 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置）準備</u> <u>ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。また、水素濃度測定装置の準備に合わせ、ベントガスの排出を防止するため、FCVS排気ラインドレン排出弁を閉操作する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第 2 弁（ベント装置側）から開操作する</p> <p>・着用する防護具の相違 ・放射線防護具着用時間の相違 【東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、現場でのベント弁操作者は現場待機しない運用</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備及び排気ラインドレン弁の閉操作を実施</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>c. <u>ベント準備判断の確認パラメータ</u> <u>ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サブプレッション・プール通常水位+5.5m到達によりベント準備実施の判断をする。</u> また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で<u>4.3vol%</u>に到達する時間を予測し、<u>4.3vol%</u>到達までにベント準備を完了させる。 ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。 ・<u>サブプレッション・プール水位</u> ・<u>格納容器内酸素濃度 (S A)</u></p> <p>d. <u>ベント準備作業の妥当性</u> 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。 <u>ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としていることから、本操作はベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。</u></p>	<p>3. <u>ベント準備判断の確認パラメータ</u> <u>ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力245kPa[gage]及び640kPa[gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。</u> <u>また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。</u> <u>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</u> ・<u>格納容器圧力</u> ・<u>格納容器酸素濃度 (S A)</u></p> <p>4. <u>ベント準備作業の妥当性</u> <u>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</u> <u>可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。</u> <u>なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。</u> <u>また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。</u> <u>フィルタ装置(スクラバ容器)のスクラビング水(水・薬剤)の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、炉心損傷前後でベント準備の判断基準が異なる ・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ベント準備判断基準の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備の準備もあわせて実施</p>

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約60mSv/7日間			
第一弁開操作 (移動含む)	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 1mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内外非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
第二弁への現場移動	屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)		【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 1mSv/h以下			

第5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)	LEDライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認						
第2弁開操作 (移動含む)	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備 (水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線通信設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シナリオでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

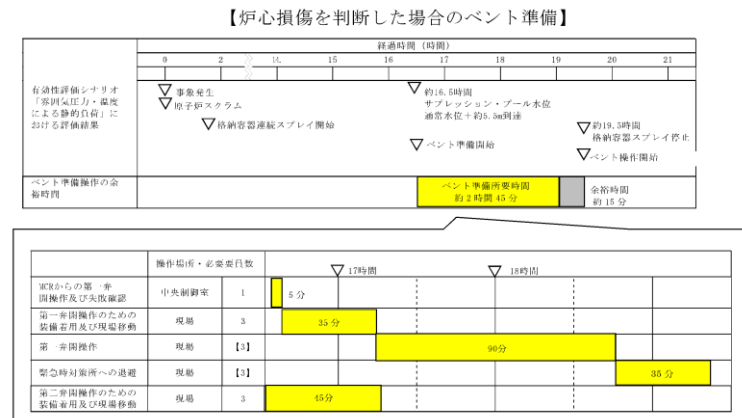
※3：全面マスク (PF50) の着用

・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施 (準備操作含む) の被ばく評価結果を考慮し、第2弁 (ベント装置側) から開操作する
・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第5図に示す。

第5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。



第5図 ベント準備操作のタイムチャート

5. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(1) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第6表に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が245kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁(②又は③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第2弁(②又は③)、第3弁(①)は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁(②又は③)の現場での手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。

第6図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。

第6表及び第6図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するまでに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

第6表 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage]到達時間 ^{※2}	準備時間	ベント時間 ^{※1}
高圧・低圧注水機能喪失	約16時間	約1時間20分	約30時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約14時間	(245kPa[gage]到達後から)	約30時間
LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)	約15時間	到達後から)	約27時間

※1：サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する時間。

※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

・記載表現の相違

【東海第二】

島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載

・記載表現の相違

【東海第二】

東海第二は、「(2) i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間」に記載

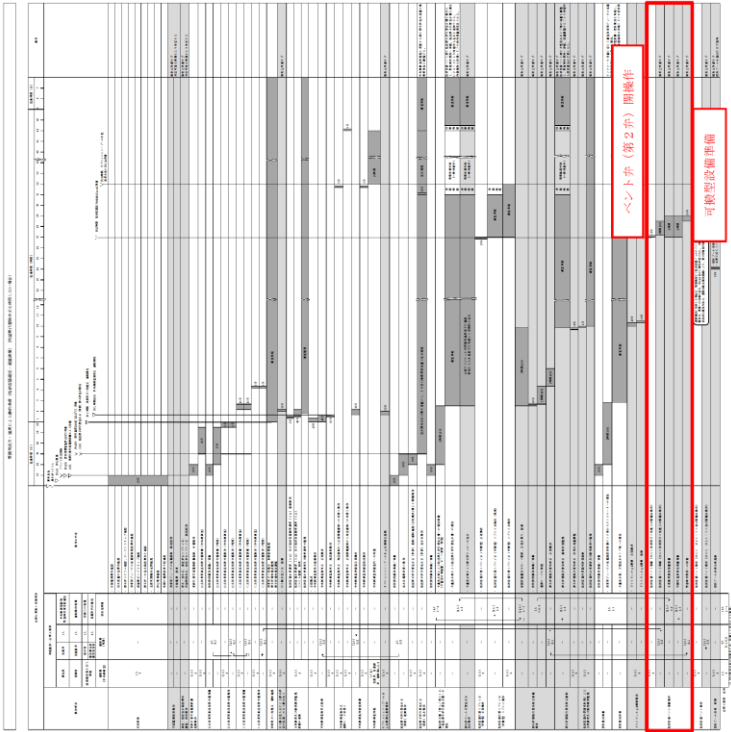
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
		<p>(2) 炉心損傷ありの場合</p> <p><u>炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを第7表に示す。</u></p> <p><u>残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、準備操作として、第5図に示す第2弁(②又は③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。</u></p> <p><u>第2弁(②又は③)、第3弁(①)は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁(②又は③)の手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</u></p> <p><u>第7図に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約1時間20分である。</u></p> <p><u>第7表及び第7図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するまでに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。</u></p> <p style="text-align: center;">第7表 炉心損傷ありの場合のベント関連時間</p> <table border="1" data-bbox="1724 1444 2484 1591"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>640kPa[gage]到達時間^{※2}</th> <th>準備時間</th> <th>ベント時間^{※1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合</td> <td>約27時間</td> <td>約1時間20分 (640kPa[gage]到達後から)</td> <td>約32時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する時間。 ※2：格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。</p>	格納容器破損モード	640kPa[gage]到達時間 ^{※2}	準備時間	ベント時間 ^{※1}	雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約27時間	約1時間20分 (640kPa[gage]到達後から)	約32時間	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載</p>
格納容器破損モード	640kPa[gage]到達時間 ^{※2}	準備時間	ベント時間 ^{※1}								
雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約27時間	約1時間20分 (640kPa[gage]到達後から)	約32時間								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【東海第二】 準備操作の対象弁を記載

第5図 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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"> ・記載表現の相違 【東海第二】 準備操作の余裕時間を有効性評価のタイムチャートをベースに記載

第6図 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) 時の作業・操作の所要時間

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>
			<p>・記載表現の相違 【東海第二】 準備操作の余裕時間を有効性評価のタイムチャートをベースに記載</p> <p>第7図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間</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>f. <u>ベント実施操作判断基準</u></p> <p>(a) <u>炉心損傷なしの場合</u></p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>(b) <u>炉心損傷を判断した場合</u></p> <p>i) <u>サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u> 格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、<u>大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>ii) <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合</u> 炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて <u>4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の ±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</u></p>	<p>6. <u>ベント実施操作判断基準</u></p> <p>(1) <u>炉心損傷なしの場合</u></p> <p>a. <u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>(2) <u>炉心損傷を判断した場合</u></p> <p>a. <u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、<u>大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>b. <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合</u> 炉心損傷時には、<u>ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の ±約 0.5vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 格納容器酸素ベント基準の相違</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>g. ベント実施操作判断の確認パラメータ</u></p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u> 炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。 ・<u>格納容器圧力</u> なお、<u>格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。</u></p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u> 炉心損傷を判断した場合は、<u>連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。</u>したがって、確認パラメータは以下のとおり。 ・<u>サプレッション・プール水位</u></p> <p>ii) <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%に到達した場合</u> 格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。 ・<u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></p>	<p><u>7. ベント実施操作判断の確認パラメータ</u></p> <p>(1) 炉心損傷なしの場合</p> <p>a. <u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 炉心損傷がない場合は、<u>サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</u> ・<u>サプレッション・プール水位 (SA)</u></p> <p>(2) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>a. <u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 炉心損傷を判断した場合は、<u>格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。</u>したがって、確認パラメータは以下のとおり。 ・<u>サプレッション・プール水位 (SA)</u></p> <p>b. <u>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%に到達した場合</u> 格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。 ・<u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、エアロゾル除去が有効な液滴径確保の観点から120m³/hで格納容器スプレイを実施する必要があるため、その流量で連続スプレイを実施した場合には、外部注水制限量に到達する時間が早まり、格納容器ベントの遅延とならないため、間欠スプレイを実施する運用</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p>

h. ベント実施操作の妥当性
 ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。
 なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 28mSvである。

第6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により線量に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼすほどの影響はない。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	-
	原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】1mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	

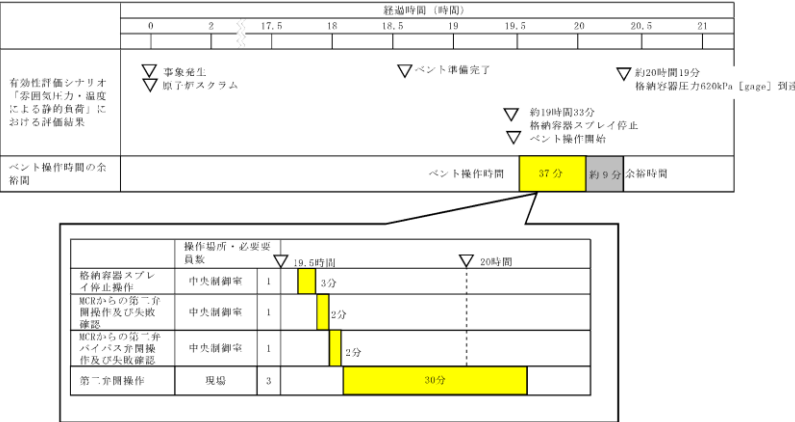
8. ベント実施操作の妥当性
 ベントは、第1弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第8表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。
 なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 19mSvである。

第8表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作・開確認	中央制御室	※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度※3 【炉心損傷後】約52mSv/7日間以下（マスク着用※4）	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】通常運転中と同程度※2※3 【炉心損傷後】2.2mSv/h以下（マスク着用※4）	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないもの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。
 ※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量
 ※3：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。
 ※4：全面マスク（PF50）の着用

・運用の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作するため、ベント実施は、第1弁を操作
 ・被ばく評価結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
	<p> <u>i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間</u> <u>ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第6図に示す。</u> <u>第6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。</u> </p>  <table border="1" data-bbox="1003 987 1498 1171"> <thead> <tr> <th>操作場所・必要要員数</th> <th>操作時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器スプレイ停止操作 （中央制御室）</td> <td>1 3分</td> </tr> <tr> <td>原炉からの遠隔操作 （中央制御室）</td> <td>1 2分</td> </tr> <tr> <td>原炉からの遠隔操作 （中央制御室）</td> <td>1 2分</td> </tr> <tr> <td>現場操作</td> <td>3 30分</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第6図 ベント実施のタイムチャート</p>	操作場所・必要要員数	操作時間	格納容器スプレイ停止操作 （中央制御室）	1 3分	原炉からの遠隔操作 （中央制御室）	1 2分	原炉からの遠隔操作 （中央制御室）	1 2分	現場操作	3 30分		<p> ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「5. ベント準備操作の余裕時間」に記載 </p>
操作場所・必要要員数	操作時間												
格納容器スプレイ停止操作 （中央制御室）	1 3分												
原炉からの遠隔操作 （中央制御室）	1 2分												
原炉からの遠隔操作 （中央制御室）	1 2分												
現場操作	3 30分												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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>i. ベント成否確認</u> <u>ベント操作開始時は、第7表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。</u></p> <p><u>第7表 確認パラメータ (ベント操作開始時)</u></p> <table border="1" data-bbox="937 495 1691 743"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>指示値が低下すること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力</td> <td rowspan="3">指示値が上昇すること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるので、現場操作によるベントを実施する。</u> <u>ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。</u></p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	指示値が低下すること	フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置出口放射線モニタ	<p><u>9. ベント成否確認</u> <u>格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・ フィルタ装置出口放射線量率</u> <u>・ スクラバ容器圧力</u> <u>・ スクラバ容器水位</u> <u>・ 格納容器温度</u> <u>・ サプレッション・チェンバ水位</u> <p><u>パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるので、現場操作によるベントを実施する。</u> <u>ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。</u></p>	<p>・ 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベント成功を格納容器圧力の低下による判断を基本とし、その他関連パラメータについても、参考として確認</p>
確認パラメータ	確認内容										
格納容器圧力	指示値が低下すること										
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること										
フィルタ装置スクラビング水温度											
フィルタ装置出口放射線モニタ											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>k. ベント継続時</u> ベント継続時は、<u>第8表</u>に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第8表 確認パラメータ (ベント継続時)</u></p> <table border="1" data-bbox="967 499 1659 863"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td rowspan="8">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p>なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p>※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと	サブプレッション・プール水位	フィルタ装置圧力	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置出口放射線モニタ	モニタリング・ポスト	<p><u>10. ベント継続時</u> ベント継続時は、<u>第9表</u>に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第9表 確認パラメータ (ベント継続時)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 495 2484 846"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="10">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水位</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> </tr> <tr> <td>野外放射線量率</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p>なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p>※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと	格納容器温度	サブプレッション・チェンバ水位	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)	スクラバ容器圧力	スクラバ容器水位	スクラバ容器温度	フィルタ装置出口放射線量率	野外放射線量率	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉では、ベント継続時に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃限界未満であることを確認する運用</p>
確認パラメータ	確認内容																									
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと																									
サブプレッション・プール水位																										
フィルタ装置圧力																										
フィルタ装置水位																										
フィルタ装置スクラビング水温度																										
フィルタ装置出口放射線モニタ																										
モニタリング・ポスト																										
確認パラメータ		確認内容																								
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと																									
格納容器温度																										
サブプレッション・チェンバ水位																										
格納容器酸素濃度 (SA)																										
格納容器水素濃度 (SA)																										
スクラバ容器圧力																										
スクラバ容器水位																										
スクラバ容器温度																										
フィルタ装置出口放射線量率																										
野外放射線量率																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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>炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</p>	<p>後、<u>溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																													
	<p>1. ベント停止操作</p> <p>第9表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第10表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。</p> <p>第9表 ベント停止のために必要な機能及び設備</p> <table border="1" data-bbox="943 674 1685 1056"> <thead> <tr> <th>必要な機能</th> <th>設備</th> <th>設備概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器除熱機能</td> <td>残留熱除去系又は代替循環冷却系</td> <td rowspan="2">格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</td> </tr> <tr> <td>窒素供給機能</td> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内水素・酸素濃度制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素・酸素濃度計</td> <td>格納容器内の水素・酸素濃度を監視する</td> </tr> </tbody> </table> <p>第10表 確認パラメータ (ベント停止時)</p> <table border="1" data-bbox="961 1182 1668 1400"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td>310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td>可燃限界未満であること</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。</p> <p>第7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。</p>	必要な機能	設備	設備概要	格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する	残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系	窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する	格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること	格納容器水素濃度	可燃限界未満であること	<p>11. ベント停止操作</p> <p>第10表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第11表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第1弁を閉とすることでベントを停止する。</p> <p>第10表 ベント停止のために必要な機能及び設備</p> <table border="1" data-bbox="1739 695 2466 1081"> <thead> <tr> <th>必要な機能</th> <th>設備</th> <th>設備概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器除熱機能</td> <td>残留熱除去系又は残留熱代替除去系</td> <td rowspan="2">格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系</td> </tr> <tr> <td>窒素供給機能</td> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内水素・酸素濃度制御機能</td> <td>可燃性ガス濃度制御系</td> <td>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素・酸素濃度計</td> <td>格納容器内の水素・酸素濃度を監視する</td> </tr> </tbody> </table> <p>第11表 確認パラメータ (ベント停止時)</p> <table border="1" data-bbox="1742 1171 2463 1354"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="4">427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>可燃限界未満であること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント停止前から可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。</p>	必要な機能	設備	設備概要	格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する	原子炉補機代替冷却系	窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する	格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。	格納容器温度	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)	フィルタ装置出口水素濃度	可燃限界未満であること。	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ベントを停止する際、ベント停止後に格納容器内の水素燃焼を防止するために酸素濃度についても監視する。また、フィルタベント系が不活性化されていることを確認するため、フィルタ装置出口水素濃度を監視</p>
必要な機能	設備	設備概要																																														
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は代替循環冷却系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する																																														
	残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系																																															
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する																																														
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する																																														
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する																																														
確認パラメータ	確認内容																																															
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること																																															
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること																																															
必要な機能	設備	設備概要																																														
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する																																														
	原子炉補機代替冷却系																																															
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する																																														
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する																																														
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する																																														
確認パラメータ	確認内容																																															
格納容器圧力	427kPa [gage] 以下であること及び171℃以下であること。																																															
格納容器温度																																																
格納容器酸素濃度 (SA)																																																
格納容器水素濃度 (SA)																																																
フィルタ装置出口水素濃度	可燃限界未満であること。																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>m. ベント停止操作手順 次にベント停止の流れを示す。</p> <p>①ベント停止可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。 ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。 <p>②第一弁を閉とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。 フィルタ装置への窒素供給を開始する。 <p>③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。</p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 	<p>12. ベント停止操作手順 次にベント停止の流れを示す。</p> <p>①ベント停止可能であると判断した場合、可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。 ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。 <p>②第1弁を微開とする。</p> <p>③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ベント弁を微開後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。</p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器負圧防止の観点から、ベント弁は全閉せず微開運用</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント弁微開運用のため再度格納容器ベントを実施しない運用</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"> ・起動後 <u>3時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 ⑥第一弁を閉とする。 ⑦格納容器への窒素注入を停止する。 ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・起動後 <u>3時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 ⑥第1弁を閉とする。 ⑦格納容器への窒素注入を停止する。 ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。 	

n. ベント停止操作の妥当性
 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 11 表に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

第 11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境			連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明		
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により稼働に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】約 60mSv/7 日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
	原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】1mSv/h 以下	ヘッドライトや LED ライトを所持しているため、建屋内外非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。
室裏供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】3.9mSv/h 以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線連絡設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。

13. ベント停止操作の妥当性
 炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 12 表に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

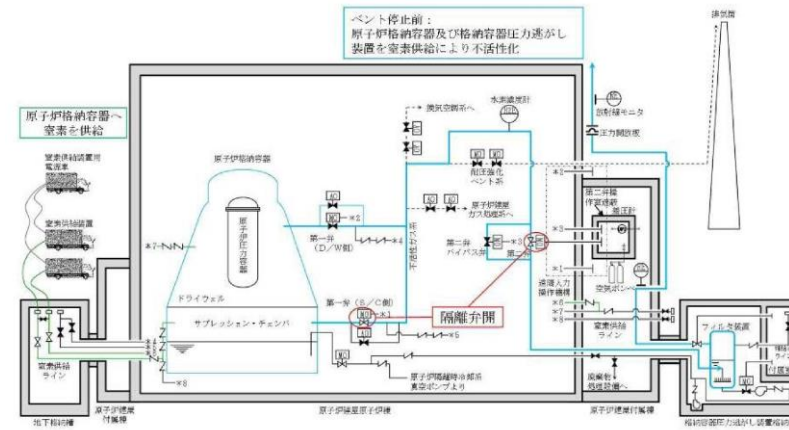
第 12 表 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境			連絡手段	
		温度・湿度	放射線環境	照明		
ベント弁の閉操作	中央制御室	— ※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用 ※4)	LED ライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建屋付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】2.2mSv/h 以下 ※3 (マスク着用 ※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
室裏供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】5.0mSv/h 以下 ※3 (マスク着用 ※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスラート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型、携帯型)、無線通信設備 (固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	— ※1	【炉心損傷前】通常運転中と同程度 ※2 【炉心損傷後】約 52mSv/7 日間以下 ※3 (マスク着用 ※4)	LED ライト (三脚タイプ、ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

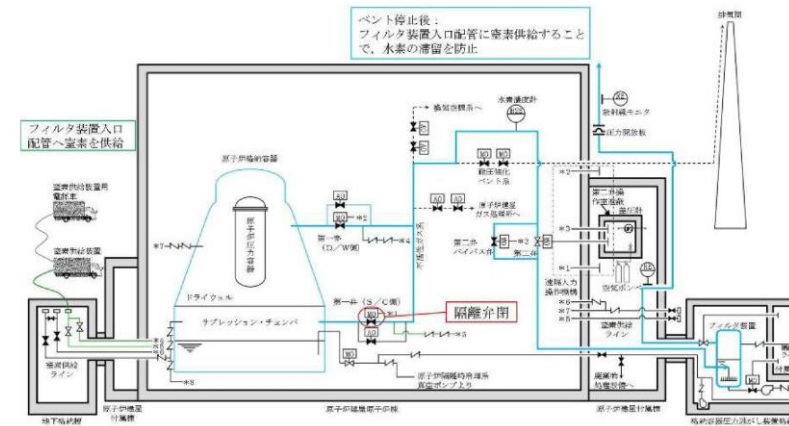
※1 : 中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。
 ※2 : 計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍相当である、全燃料の 1% 程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは 1 mSv 以下であり作業に支障はない。
 ※3 : 事故後 168 時間以降を想定
 ※4 : 全面マスク (PF50) の着用

・設備の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、水素濃度測定装置が可搬型設備
 ・被ばく評価結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																					
	<p>o. <u>ベント停止後の操作</u> <u>ベント停止後は、第12表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第12表 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="943 541 1685 1098"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td>・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> <td>温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>放射線量率の異常な上昇がないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。</u></p> <p><u>なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。</u></p> <p><u>第8図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。</u></p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと	格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置入口水素濃度	フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)	フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと	<p>14. <u>ベント停止後の操作</u> <u>ベント停止後は、第13表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第13表 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 556 2475 1083"> <thead> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>監視理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> <td>指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>野外放射線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ水 pH</td> <td>アルカリ性に維持されていることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="2">格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	監視パラメータ	監視理由	スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。	スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。	フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。	フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。	野外放射線量率	指示値が安定していることを監視する。	スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。	格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。	格納容器温度	格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。	格納容器酸素濃度	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント停止後も水の放射線分解によって発生する酸素ガスを監視</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、放射性物質が再揮発する温度に至らないことを評価により確認</p>
確認パラメータ	確認内容																																							
格納容器圧力及び温度	・格納容器内が負圧でないこと ・ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと																																							
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと																																							
フィルタ装置入口水素濃度																																								
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)																																							
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと																																							
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと																																							
監視パラメータ	監視理由																																							
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。																																							
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																							
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。																																							
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																							
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。																																							
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。																																							
野外放射線量率	指示値が安定していることを監視する。																																							
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。																																							
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。																																							
格納容器温度																																								
格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。																																							
格納容器酸素濃度																																								



第7図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第8図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.7</p> <p>フィルタベント実施に伴う各操作時の作業員被ばく評価</p> <p>1. <u>フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価</u></p> <p><u>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</u></p> <p><u>ベント操作としてサブプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。) からのベントを行う場合及びドライウェル (以下「D/W」という。) からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。</u></p> <p>(1) 評価条件</p> <p>a. <u>放出量評価条件</u></p> <p><u>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.7</p> <p><u>ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について</u></p> <p><u>ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。</u></p> <p><u>なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。</u></p> <p><u>線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下「審査ガイド」という。) を参照した。</u></p> <p><u>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</u></p> <p>1. <u>評価条件</u></p> <p>(1) <u>想定シナリオ</u></p> <p><u>想定シナリオは以下のとおりとした。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・発災プラント：2号炉</u> <u>・想定事象：冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u> <u>・以下の2ケースについて評価※1</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>-W/Wベントにより事象収束に成功</u> <u>-D/Wベントにより事象収束に成功</u> <p>※1 <u>島根原子力発電所2号炉においては、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想定する場合</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価についてにて記載</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. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。</p> <p>大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第4表及び第5表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚</p>	<p>であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>(2) 放出放射エネルギー</p> <p>大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価※2と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。</p> <p>評価結果を第1表に示す。</p> <p>※2 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照</p> <p>(3) 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路の概念図を第1図及び第2図に示す。</p> <p>大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。</p> <p>放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を第2表に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第3表に示す。</p> <p>評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1弁（ウェットウェルベントライン）操作位置 （原子炉建物付属棟 1階） ・第1弁（ドライウェルベントライン）操作位置 （原子炉建物付属棟 2階） 	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【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 data-bbox="1023 262 1685 346"><u>コンクリート相当) 内で作業することを考慮し評価を行った。</u></p> <p data-bbox="1023 850 1685 1018"><u>格納容器圧力逃がし装置配管, 原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては, 第6表及び第7表に示すとおり原子炉建屋の外壁, 作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。</u></p>	<p data-bbox="1780 262 2478 619"> <u>・第2弁操作位置(原子炉建物付属棟 3階)</u> <u>なお, 屋内移動中(往路, 復路)の評価点は, 1階~3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物付属棟3階の第2弁操作位置で代表した。</u> <u>大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第4表に示す。</u> <u>格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を第3図から第7図に示す。</u> </p> <p data-bbox="1736 672 1914 703">(4) <u>評価方法</u></p> <p data-bbox="1780 714 2107 745">a. <u>原子炉建物外での作業</u></p> <p data-bbox="1795 756 2478 840">(a) <u>原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</u> <u>原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は, 原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度, 施設の位置, 遮蔽構造, 評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い, スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。</u></p> <p data-bbox="1795 850 2478 1144">(b) <u>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</u> <u>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは, 事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。</u></p> <p data-bbox="1795 1155 2478 1449">(c) <u>放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</u> <u>放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは, 事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお, 評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</u></p> <p data-bbox="1795 1459 2478 1911">(d) <u>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</u> <u>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは, 事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に, 大気拡散効果, 地表面沈着効果を踏まえて評価した。</u></p>	<p data-bbox="2507 262 2789 388">島根2号炉は, 原子炉建物の二次格納施設外での作業実施</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>b. 原子炉建物内での作業</p> <p>(a) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*3}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³を設定した。</p> <p>(b) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。</p> <p>(c) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*3}になると仮定して評価した。</p> <p>なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</p> <p>(d) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。</p> <p>(e) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. <u>アクセスルート及び評価地点</u></p> <p><u>第一弁 (S / C側) のベント操作を行う場合のアクセ</u> <u>スルートは、第9図～第11図に示すとおりである。第一</u> <u>弁 (D / W側) のベント操作を行う場合のアクセスルー</u> <u>トは、第12図～第15図に示すとおりである。屋外移動</u> <u>時のアクセスルートは第16図に示すとおりである。第二</u> <u>弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第17図～</u> <u>第19図に示すとおりである。</u></p> <p><u>評価点は、第9図～第20図に示すとおり、ベント操作</u> <u>時は作業場所とし、移動時はアクセスルートで被ばく評</u></p>	<p><u>の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、Q</u> <u>AD-CGGP2Rコードを用いた。</u></p> <p><u>なお、格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及</u> <u>び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外</u> <u>部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による</u> <u>遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価</u> <u>の対象外とした。</u></p> <p><u>また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業</u> <u>エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響</u> <u>は軽微であるとし評価の対象外とした。</u></p> <p><u>※3 格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベ</u> <u>ント系排気管 (EL. 65m) から放出されたベ</u> <u>ント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に</u> <u>上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子</u> <u>炉建物から時間と共に離れていくものと考え</u> <u>られる。また、ベント流体の放出口</u> <u>(EL. 65m) と第1弁の開操作場所 (W / Wベ</u> <u>ント時：原子炉建物付属棟1階</u> <u>(<input type="text"/>), D / Wベント時：原子炉建物</u> <u>付属棟2階(<input type="text"/>) は少なくとも40m程</u> <u>度の高低差があることから放出されたベ</u> <u>ント流体が第1弁の開操作場所に直接流入するこ</u> <u>とはほとんど無いものと考えられる。このこ</u> <u>とから第1弁の開操作に伴う被ばくの評価に</u> <u>おいては、ベント流体が原子炉建物内に流入</u> <u>することによる影響を考慮しないものとし</u> <u>た。</u></p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違 【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>価上最も厳しい地点とする。</p> <p>d. 作業時間 第一弁の開操作は、ベント実施前に行うものとし、第一弁（S/C側）の作業時間は160分（移動時間（往復）70分+作業時間90分）、第一弁（D/W側）の作業時間は190分（移動時間（往復）100分+作業時間90分）とする。また、第二弁の開操作は、ベント実施直後から180分作業場所（待避室）に滞在するものとし、作業時間は410分（移動時間（往復）90分+待機時間140分+作業時間（待避室滞在）180分）とする。</p> <p>(2) 評価結果 ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。</p> <p>a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量 作業員の実効線量は第一弁開操作で約37mSv、第二弁開操作で約28mSvとなった。</p> <p>b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量 作業員の実効線量は第一弁開操作で約52mSv、第二弁開操作で約42mSvとなった。</p>	<p>(5) 作業時間 格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を第5表に示す。 各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。 各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。</p> <p>2. 評価結果 格納容器ベント（W/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第6表に示す。また、格納容器ベント（D/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第7表に示す。 最も被ばく線量が大きくなる作業においても約19mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。 なお、第6表及び第7表の評価結果は、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、第5表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。 また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違 【東海第二】</p>

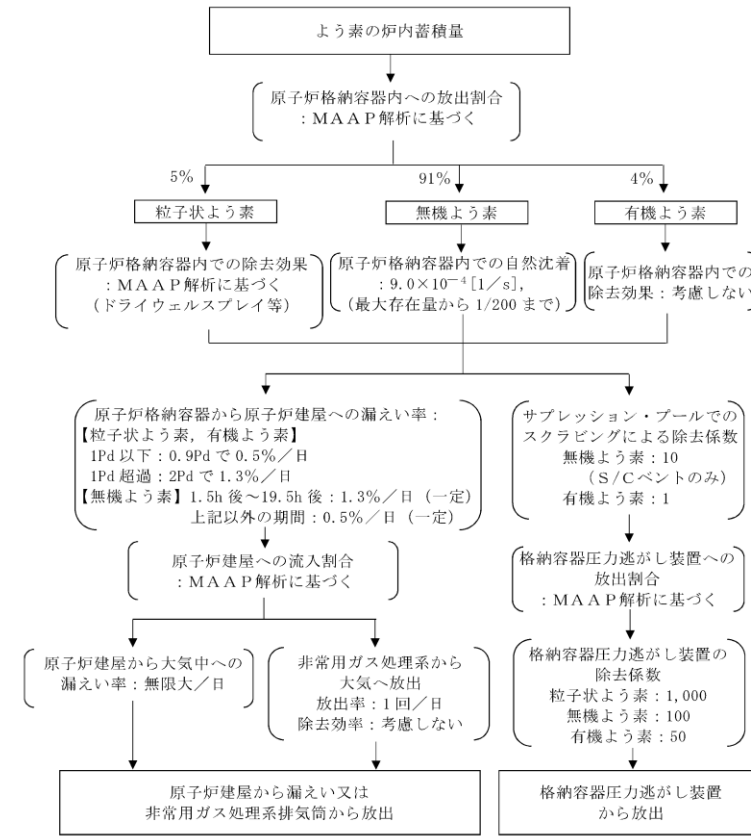
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																							
	<p align="center"><u>第1表 放出量評価条件 (1/3)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)</td> <td>格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり 10,000時間(約416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量</td> <td>希ガス類 : 約2.2×10^{19}Bq よう素類 : 約2.8×10^{19}Bq CsOH類 : 約1.1×10^{18}Bq Sb類 : 約1.3×10^{18}Bq TeO₂類 : 約6.7×10^{18}Bq SrO類 : 約1.2×10^{19}Bq BaO類 : 約1.2×10^{19}Bq MoO₂類 : 約2.4×10^{19}Bq CeO₂類 : 約7.4×10^{19}Bq La₂O₃類 : 約5.5×10^{19}Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内pH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>よう素の形態</td> <td>粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%</td> <td>R.G.1.195^{*1}に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果	原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定	<p align="center"><u>第1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値) (1/2)</u></p> <p align="center"><u>(W/Wベントの実施を想定する場合)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種類</th> <th rowspan="2">停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>格納容器フィルタベント系を経由した放出</th> <th>原子炉建物から大気中への放出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約1.6×10^{19}</td> <td>約5.1×10^{18}</td> <td>約2.3×10^{16}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約2.1×10^{19}</td> <td>約4.2×10^{15}</td> <td>約1.9×10^{15}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>約8.3×10^{17}</td> <td>約5.5×10^9</td> <td>約3.4×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>約9.5×10^{17}</td> <td>約2.2×10^8</td> <td>約3.1×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>約5.0×10^{18}</td> <td>約4.2×10^9</td> <td>約2.9×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>約9.0×10^{18}</td> <td>約1.6×10^9</td> <td>約1.5×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>約8.8×10^{18}</td> <td>約2.2×10^9</td> <td>約1.6×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>約1.8×10^{19}</td> <td>約8.4×10^8</td> <td>約5.5×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>約5.5×10^{19}</td> <td>約5.3×10^8</td> <td>約3.4×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>約4.1×10^{19}</td> <td>約1.2×10^8</td> <td>約9.1×10^{10}</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center"><u>第1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値) (2/2)</u></p> <p align="center"><u>(D/Wベントの実施を想定する場合)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種類</th> <th rowspan="2">停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)</th> <th colspan="2">放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)</th> </tr> <tr> <th>格納容器フィルタベント系を経由した放出</th> <th>原子炉建物から大気中への放出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約1.6×10^{19}</td> <td>約5.0×10^{18}</td> <td>約2.5×10^{16}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約2.1×10^{19}</td> <td>約4.6×10^{15}</td> <td>約2.0×10^{15}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>約8.3×10^{17}</td> <td>約1.3×10^{13}</td> <td>約3.4×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>約9.5×10^{17}</td> <td>約5.1×10^{11}</td> <td>約3.1×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>約5.0×10^{18}</td> <td>約9.7×10^{12}</td> <td>約2.9×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>約9.0×10^{18}</td> <td>約3.7×10^{12}</td> <td>約1.5×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>約8.8×10^{18}</td> <td>約5.1×10^{12}</td> <td>約1.6×10^{12}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>約1.8×10^{19}</td> <td>約1.9×10^{12}</td> <td>約5.6×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>約5.5×10^{19}</td> <td>約1.2×10^{12}</td> <td>約3.4×10^{11}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>約4.1×10^{19}</td> <td>約2.9×10^{11}</td> <td>約9.2×10^{10}</td> </tr> </tbody> </table>	核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出	希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}	よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}	CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}	Sb類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}	TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}	SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}	BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}	MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}	CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}	La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}	核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出	希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}	よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}	CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}	Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}	TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}	SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}	BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}	MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}	CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}	La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}	
項目	評価条件	選定理由																																																																																																																								
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故取束に成功した事故シーケンスを選定																																																																																																																								
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																																																																																																																								
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																																																																																																																								
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																																																																																																																								
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																																																																																																																								
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果																																																																																																																								
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																																																																																																																								
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定																																																																																																																								
核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																																																																								
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出																																																																																																																							
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}																																																																																																																							
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}																																																																																																																							
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}																																																																																																																							
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}																																																																																																																							
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}																																																																																																																							
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}																																																																																																																							
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}																																																																																																																							
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}																																																																																																																							
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}																																																																																																																							
核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)																																																																																																																								
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出																																																																																																																							
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}																																																																																																																							
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}																																																																																																																							
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}																																																																																																																							
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}																																																																																																																							
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}																																																																																																																							
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}																																																																																																																							
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}																																																																																																																							
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}																																																																																																																							
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}																																																																																																																							
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}																																																																																																																							

第1表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由																																	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定																																	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定) その他の期間: 0.5%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)																																	
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モデル																																	
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定																																	
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率: 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2*2に基づき設定																																	
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5*3に基づき設定																																	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> <td>: 約4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> <td>: 約6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約3.1×10^{-5}</td> <td>: 約3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-6}</td> <td>: 約6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> <td>: 約2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> <td>: 約3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約6.7×10^{-8}</td> <td>: 約6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> <td>: 約2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465*4に基づき設定
	S/Cベント	D/Wベント																																	
希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}																																	
CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}																																	
CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}																																	
Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																	
TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																	
SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																	
BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																	
MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}																																	
CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}																																	
La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}																																	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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表 放出量評価条件 (3/3)																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 40%;">評価条件</th> <th style="width: 30%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/日 (排気筒放出)</td> <td>設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置への放出割合</td> <td> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 30%;"></td> <td style="width: 30%;">S/Cベント</td> <td style="width: 30%;">D/Wベント</td> </tr> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CoO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </table> </td> <td>MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置の除去係数</td> <td> 希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000 </td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評価条件	選定理由	原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため	格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 30%;"></td> <td style="width: 30%;">S/Cベント</td> <td style="width: 30%;">D/Wベント</td> </tr> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CoO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CoO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定	格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定
項 目	評価条件	選定理由																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため																																																										
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 30%;"></td> <td style="width: 30%;">S/Cベント</td> <td style="width: 30%;">D/Wベント</td> </tr> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CoO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CoO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定																									
	S/Cベント	D/Wベント																																																										
希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}																																																										
CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}																																																										
CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}																																																										
Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}																																																										
CoO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}																																																										
La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}																																																										
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定																																																										
<p>※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003</p> <p>※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005</p> <p>※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007</p> <p>※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995</p>																																																												

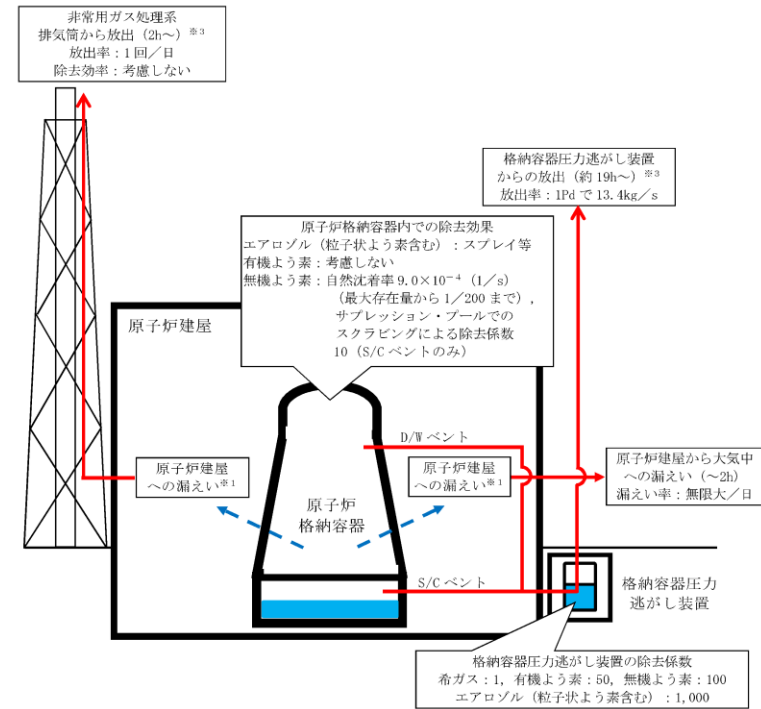
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">第1図 希ガスの大気放出過程</p>		



第2図 よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[セシウムの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスプレー等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] D --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p style="text-align: center;">第3図 セシウムの大気放出過程</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
	<pre> graph TD A[その他核種の炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスプレー等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] D --> G["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> H["原子炉建屋から大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] F --> I["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] G --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] H --> J I --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p>第4図 其他核種の大気放出過程</p>		

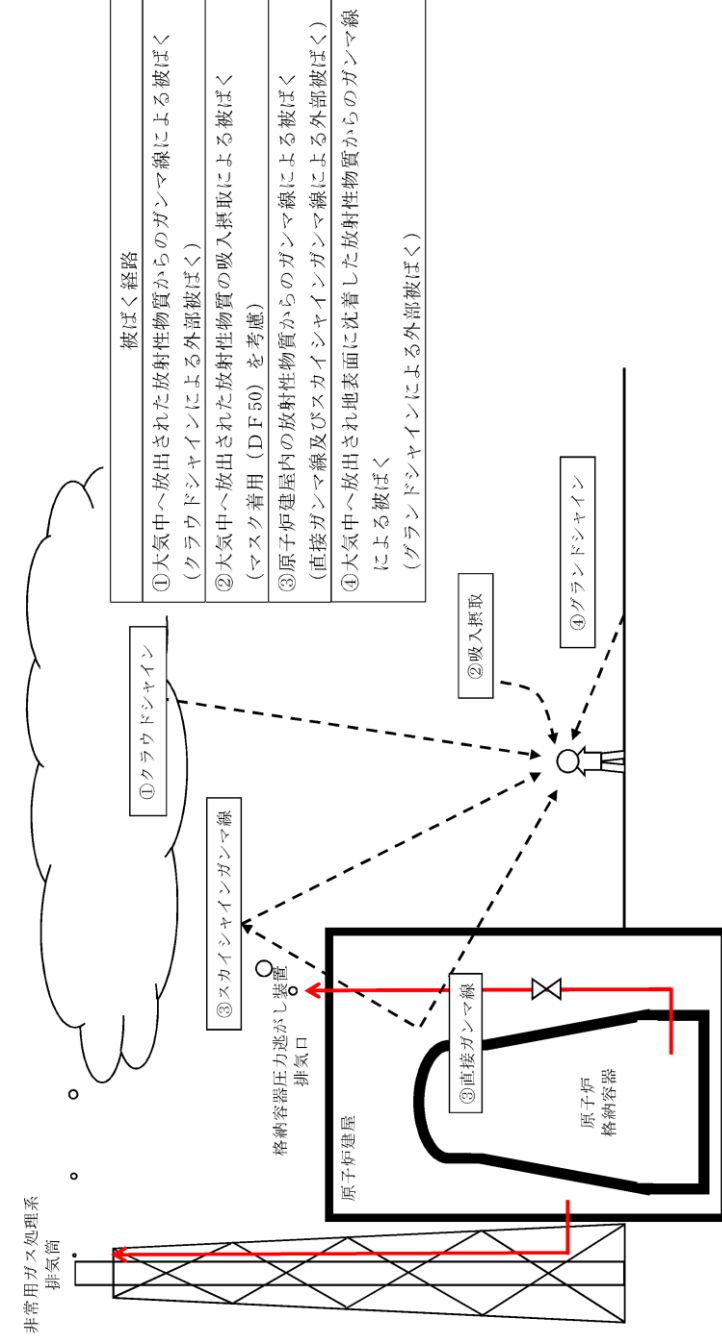


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 【希ガス、エアロゾル（粒子状よう素含む）、有機よう素】
 1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日、1Pd超過：2Pdで1.3%/日
 【無機よう素】
 1.5h後～19.5h後：1.3%/日（一定）、上記以外の期間：0.5%/日（一定）

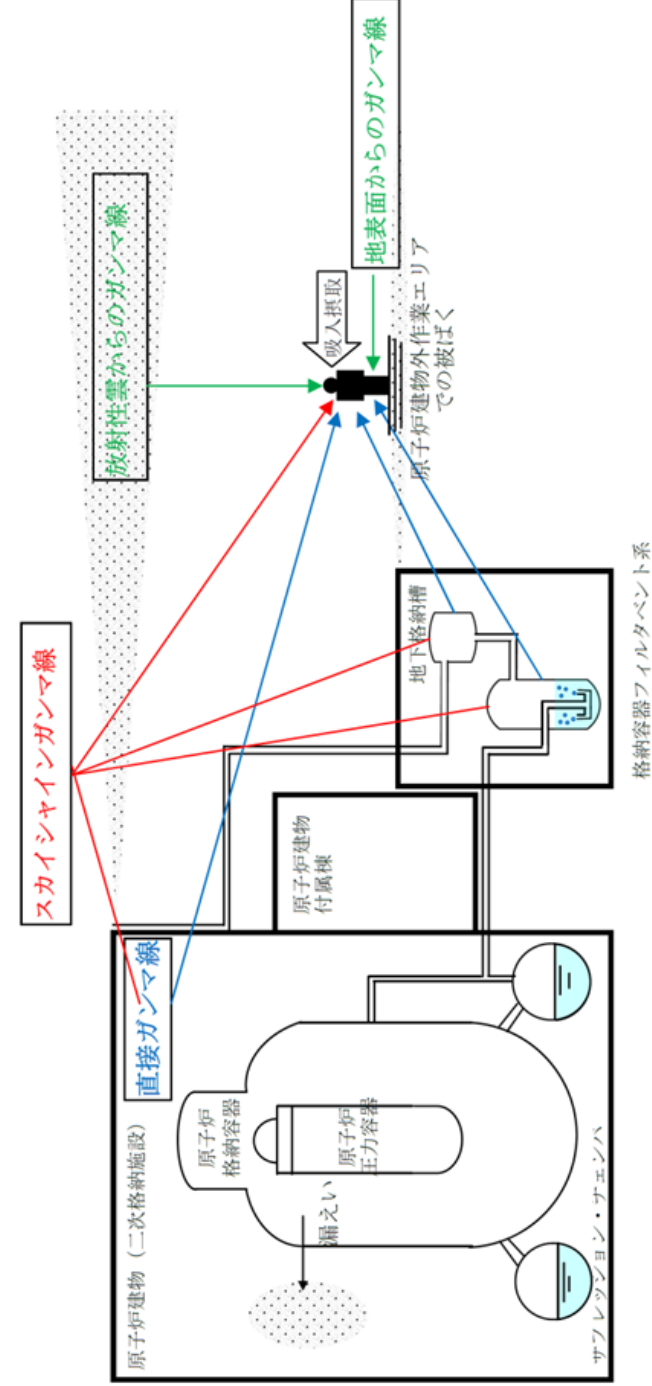
大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h ^{※3}	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■	■	■	■
非常用ガス処理系排気筒から放出			■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
 ※3 事象発生後19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

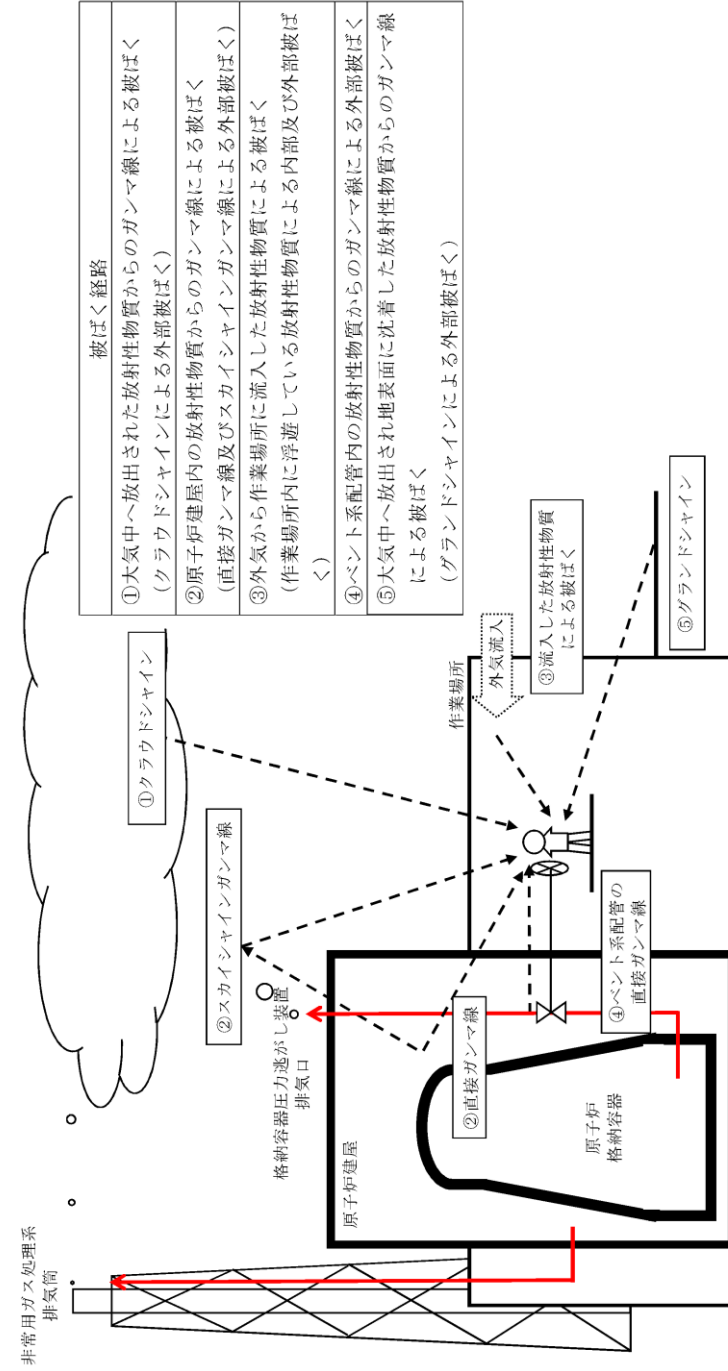
第5図 大気放出過程概略図（イメージ）



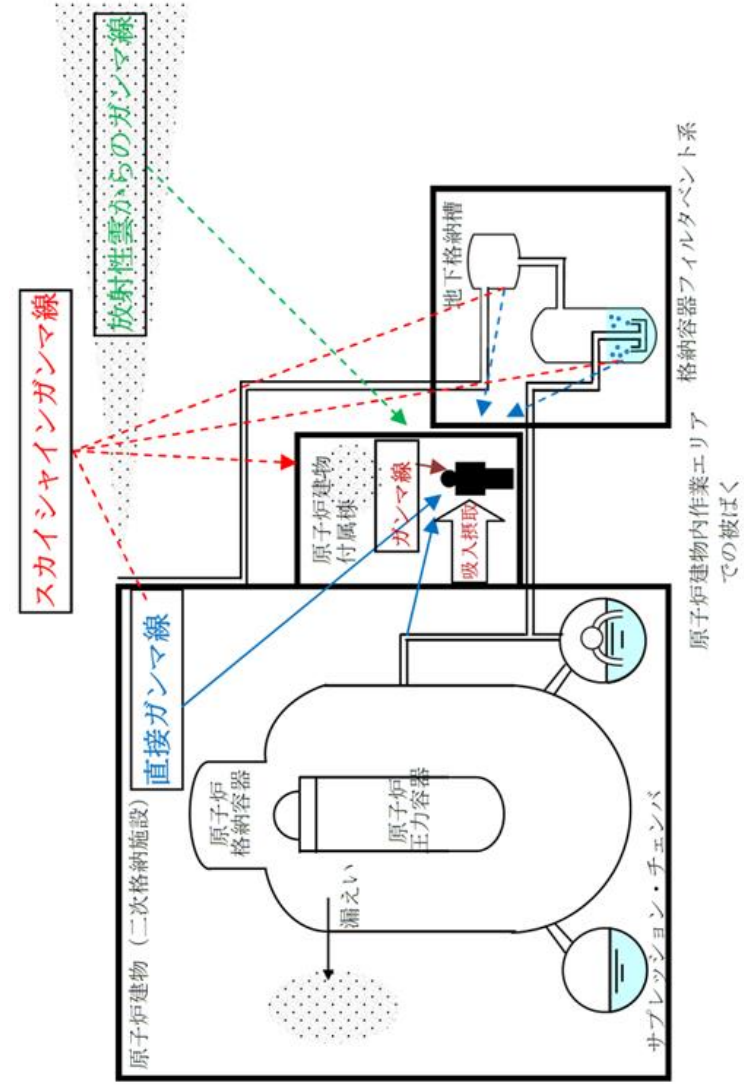
第6図 バント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



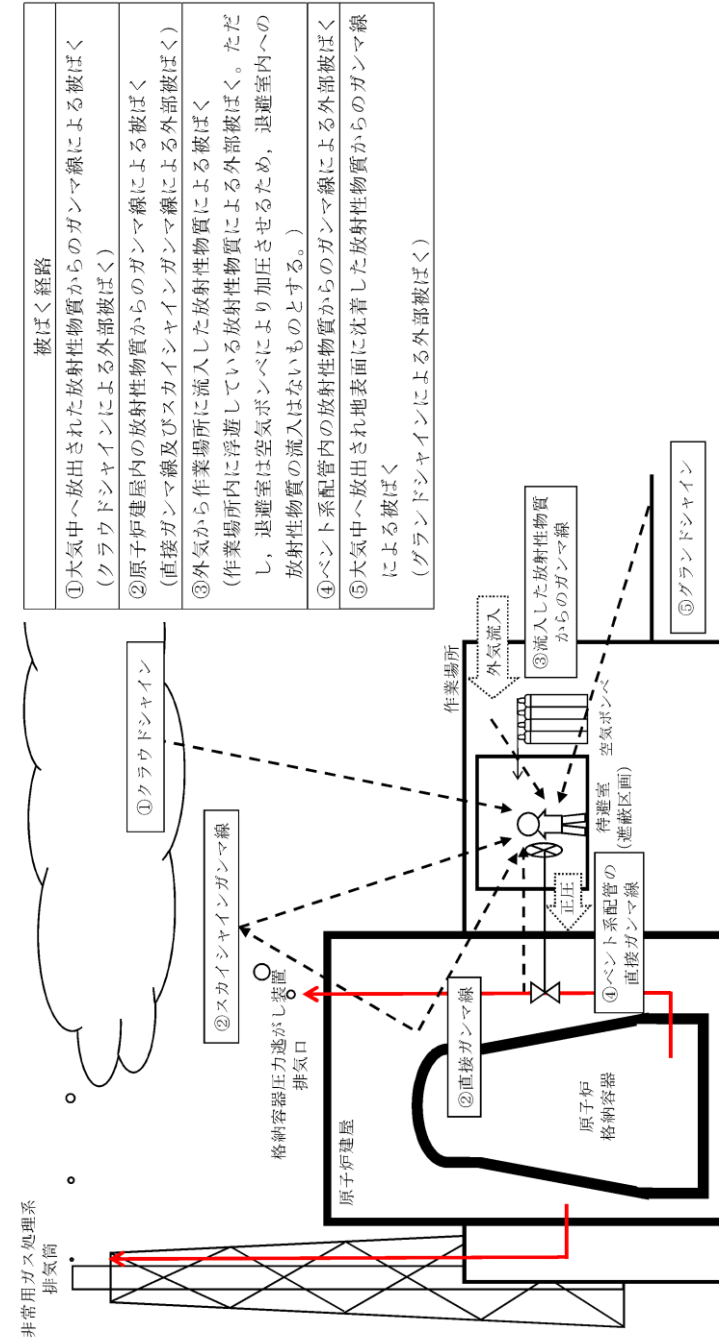
第1図 被ばく経路概念図 (屋外)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び第一弁開操作時)



第1図 被ばく経路概念図 (屋内)



第8図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開操作時)

・運用設計の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉建物の二次格納施設外での作業実施

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																					
	<p align="center">第2表 大気拡散評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスプルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ（有効高さ）</td> <td>原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から97%</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>建屋の影響</td> <td>考慮する</td> <td>格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建屋</td> <td>原子炉建屋</td> <td>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>大気拡散評価点</td> <td>第20図参照</td> <td>屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定</td> </tr> <tr> <td>着目方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位</td> <td>非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。</td> </tr> <tr> <td>建屋影響</td> <td>3,000m²</td> <td>原子炉建屋の最小投影面積を設定</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用	放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定	実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定	建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	大気拡散評価点	第20図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定	着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。	建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定	形状係数	0.5	気象指針に基づき設定	<p align="center">第2表 放射性物質の大気拡散評価条件（1 / 2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスプルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象資料</td> <td>島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）</td> <td>建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ</td> <td>原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m</td> <td>実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間</td> <td>格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から累積して97%</td> <td>気象指針を参照</td> </tr> <tr> <td>建物巻き込み</td> <td>考慮する</td> <td>放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建物</td> <td>2号原子炉建物及び2号タービン建物</td> <td>放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定</td> </tr> <tr> <td>放射性物質濃度の評価点</td> <td>図4～図7参照</td> <td>屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定</td> </tr> <tr> <td>建物投影面積</td> <td>2号原子炉建物：2600m² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m² （排気筒放出時）</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用	放出源及び放出源高さ	原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮	実効放出継続時間	原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。	累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照	建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮	巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定	放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定	建物投影面積	2号原子炉建物：2600m ² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m ² （排気筒放出時）	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定	<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の排気筒放出は、近接する建屋高さの2.5倍を超えることから建屋巻き込みを考慮していないのに対し、島根2号炉では、すべての放出点で巻き込みを考慮する</p>
項目	評価条件	選定理由																																																																						
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価																																																																						
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用																																																																						
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定																																																																						
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定																																																																						
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定																																																																						
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮																																																																						
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定																																																																						
大気拡散評価点	第20図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定																																																																						
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。																																																																						
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定																																																																						
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定																																																																						
項目	評価条件	選定理由																																																																						
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価																																																																						
気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料（2009年1月～2009年12月）	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用																																																																						
放出源及び放出源高さ	原子炉建物：地上0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒：地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮																																																																						
実効放出継続時間	原子炉建物：1時間 格納容器フィルタベント系排気管：1時間 非常用ガス処理系排気筒：30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。																																																																						
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照																																																																						
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮																																																																						
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定																																																																						
放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定																																																																						
建物投影面積	2号原子炉建物：2600m ² （原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時） 2号タービン建物：2100m ² （排気筒放出時）	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの																																																																						
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<p align="center"><u>第2表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2 / 2)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1727 325 1855 357">項目</th> <th data-bbox="1855 325 2320 357">評価条件</th> <th data-bbox="2320 325 2487 357">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1727 357 1855 661">第1弁 (W / Wベント) 操作位置</td> <td data-bbox="1855 357 2320 661"> 【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) </td> <td data-bbox="2320 357 2487 661"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1727 661 1855 955">着目方位 第1弁 (D / Wベント) 操作位置</td> <td data-bbox="1855 661 2320 955"> 【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) </td> <td data-bbox="2320 661 2487 955">審査ガイドに示された評価方法に基づき設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1727 955 1855 1249">第2弁操作位置</td> <td data-bbox="1855 955 2320 1249"> 【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E) </td> <td data-bbox="2320 955 2487 1249"></td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	第1弁 (W / Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)		着目方位 第1弁 (D / Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	第2弁操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)		
項目	評価条件	選定理由													
第1弁 (W / Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)														
着目方位 第1弁 (D / Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定													
第2弁操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)														

第3表 評価に使用する相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	x/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時 / 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3) D/Q (Gy/Bq)	約 2.1×10^{-6} 約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	x/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}	
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	
		屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)		x/Q (s/m^3)	約 4.0×10^{-4}
			非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3)
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	x/Q (s/m^3)	約 7.4×10^{-4}
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)		x/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}	
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	x/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}

第3表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度 [s/m^3]	相対線量 [Gy/Bq]
第1弁 (W/Wベン ト) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
第1弁 (D/Wベン ト) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第2弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

第4表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_V \cdot z / Q \cdot E_V \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_V : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_V : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt{\frac{3V_R}{2\pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等 の空間体積 (V _R)	< S / Cからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ < D / Wからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³	アクセスルートとなる建 屋内の区画で最も線量率 が高くなる区画の空間体 積で設定 作業エリアは作業区画の 空間体積で設定
屋内作業場 所流入率の 考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一 濃度とする。
待避室の遮 蔽及び空気 ポンベ加圧 考慮 (第二 弁操作場 所)のみ	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> m ² (コンクリート相当) 空気ポンベによる加圧時間: ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント 後3時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許 容差 (-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電 所施設における鉄筋コン クリート工事, 日本建築 学会)に基づき設定
コンクリー ト密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電 所施設における鉄筋コン クリート工事, 日本建築 学会)を基に算出した値を 設定

第5表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

第4表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した
地表面への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
		<p style="text-align: center;"><u>第5表 格納容器ベント実施前後の作業</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="3"></th> <th colspan="4">格納容器ベント実施前</th> <th colspan="2">格納容器ベント実施後</th> </tr> <tr> <th>水素濃度 測定装置</th> <th>可搬式窒素 供給装置準 備</th> <th>第2弁開操 作</th> <th>第1弁開操 作</th> <th>ベント弁閉 操作</th> <th>窒素供給操 作</th> </tr> <tr> <th>屋外</th> <th>屋外</th> <th>屋内*1</th> <th>屋内*1</th> <th>屋内*1</th> <th>屋外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>作業開始時 間(事象開 始後)</td> <td>約27時間～ 約32時間</td> <td>約10時間 ～</td> <td>約27時間～ 約32時間</td> <td>約32時間</td> <td>168時間後 以降</td> <td>168時間後 以降</td> </tr> <tr> <td>作業時間</td> <td>移動(往):25分 作業:60分 移動(復):25分</td> <td>移動(往):25分 作業:95分 移動(復):25分</td> <td>移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分</td> <td>移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分</td> <td>移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分</td> <td>移動(往):25分 作業:40分 移動(復):25分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。</p>		格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後		水素濃度 測定装置	可搬式窒素 供給装置準 備	第2弁開操 作	第1弁開操 作	ベント弁閉 操作	窒素供給操 作	屋外	屋外	屋内*1	屋内*1	屋内*1	屋外	作業開始時 間(事象開 始後)	約27時間～ 約32時間	約10時間 ～	約27時間～ 約32時間	約32時間	168時間後 以降	168時間後 以降	作業時間	移動(往):25分 作業:60分 移動(復):25分	移動(往):25分 作業:95分 移動(復):25分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):25分 作業:40分 移動(復):25分	
	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後																															
	水素濃度 測定装置	可搬式窒素 供給装置準 備		第2弁開操 作	第1弁開操 作	ベント弁閉 操作	窒素供給操 作																													
	屋外	屋外	屋内*1	屋内*1	屋内*1	屋外																														
作業開始時 間(事象開 始後)	約27時間～ 約32時間	約10時間 ～	約27時間～ 約32時間	約32時間	168時間後 以降	168時間後 以降																														
作業時間	移動(往):25分 作業:60分 移動(復):25分	移動(往):25分 作業:95分 移動(復):25分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):25分 作業:40分 移動(復):25分																														

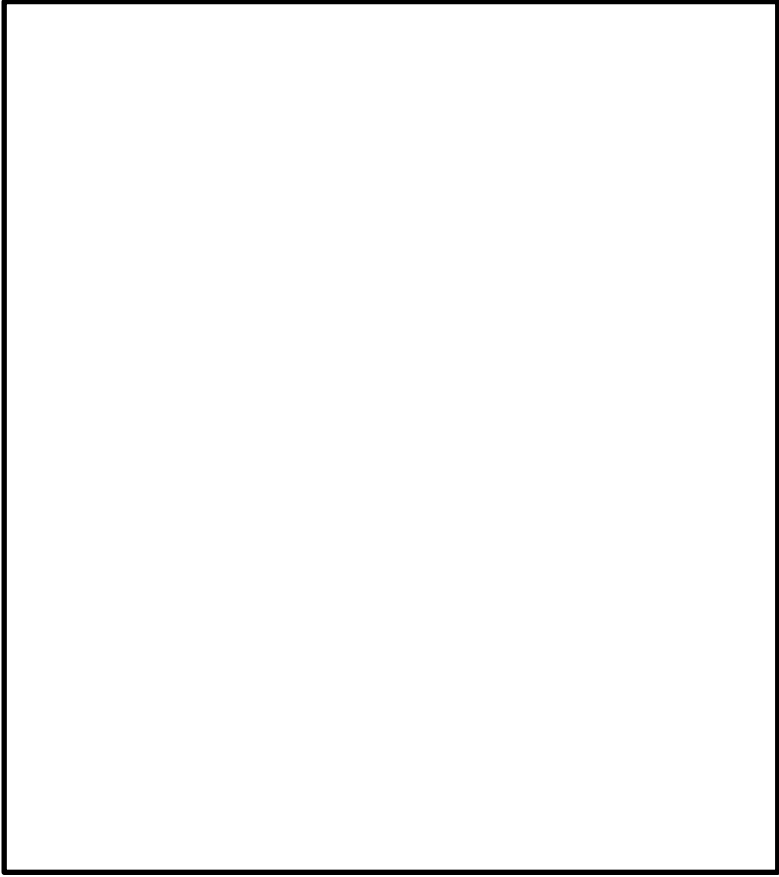
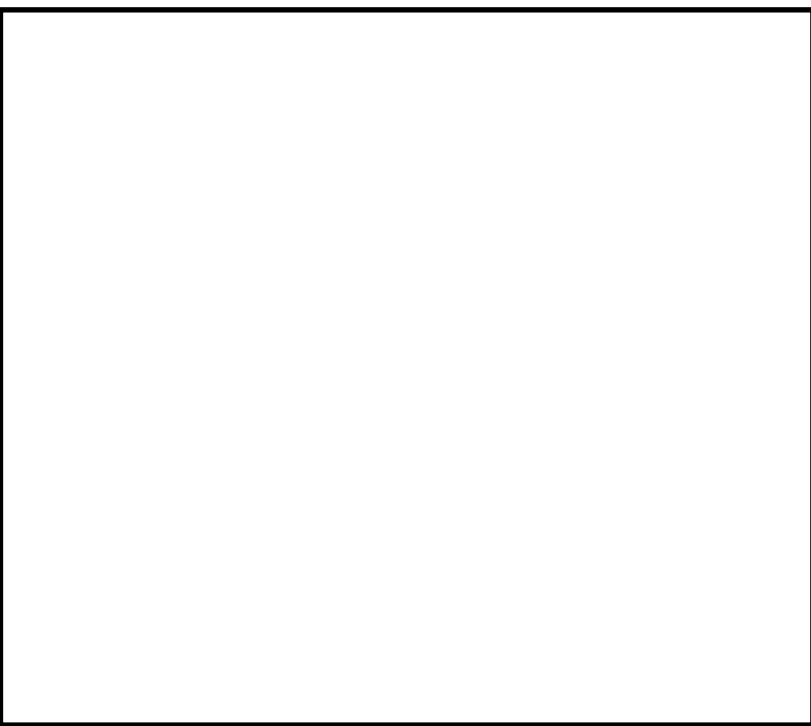
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

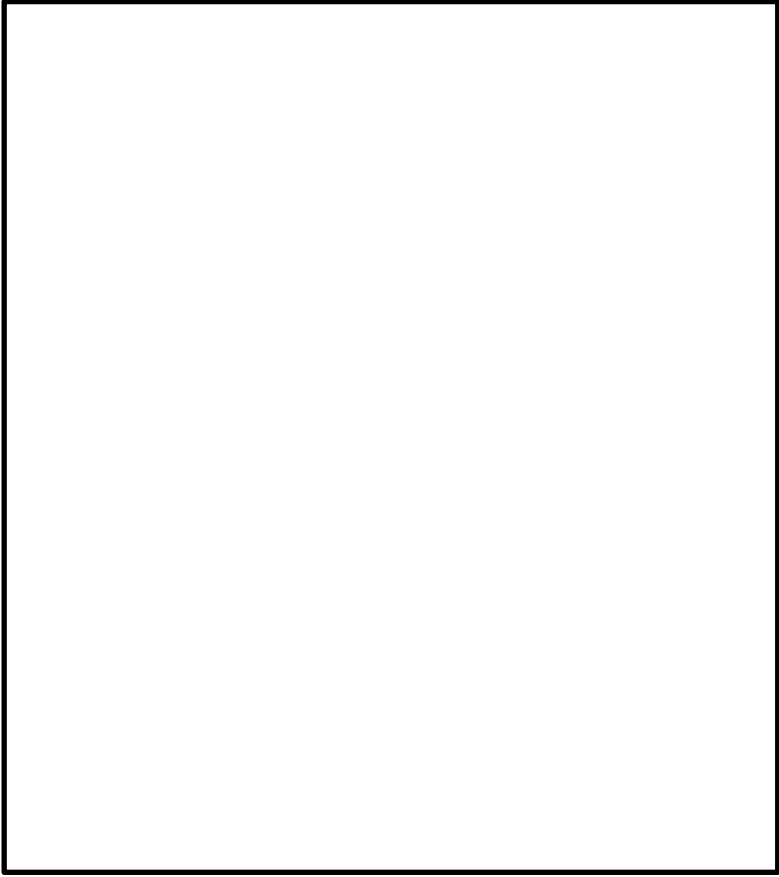

項目	評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S/C側)	作業場所	ベント操作エリアにおける 原子炉建屋壁、補助遮蔽設 備等を考慮 (第9図～第 19図参照)
		移動ルート	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	
		移動ルート	
	第二弁	作業場所	
		移動ルート	
許容差	評価で考慮するコンクリート遮 蔽は、公称値からマイナス側許 容差 (-5mm) を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事, 日本建築学会)に 基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事, 日本建築学会)を 基に算出した値を設定
配管中心から 評価点までの 距離	第一弁 (S/C側)	作業場所	—
		移動ルート	
	第一弁 (D/W側)	作業場所	
		移動ルート	
	第二弁	作業場所	
		移動ルート	

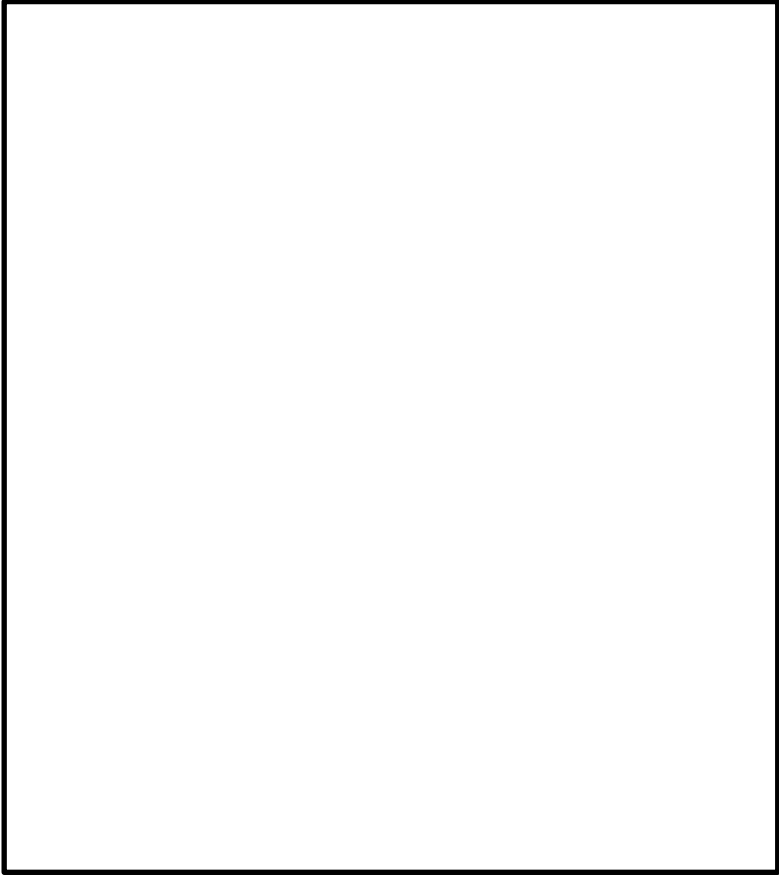
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

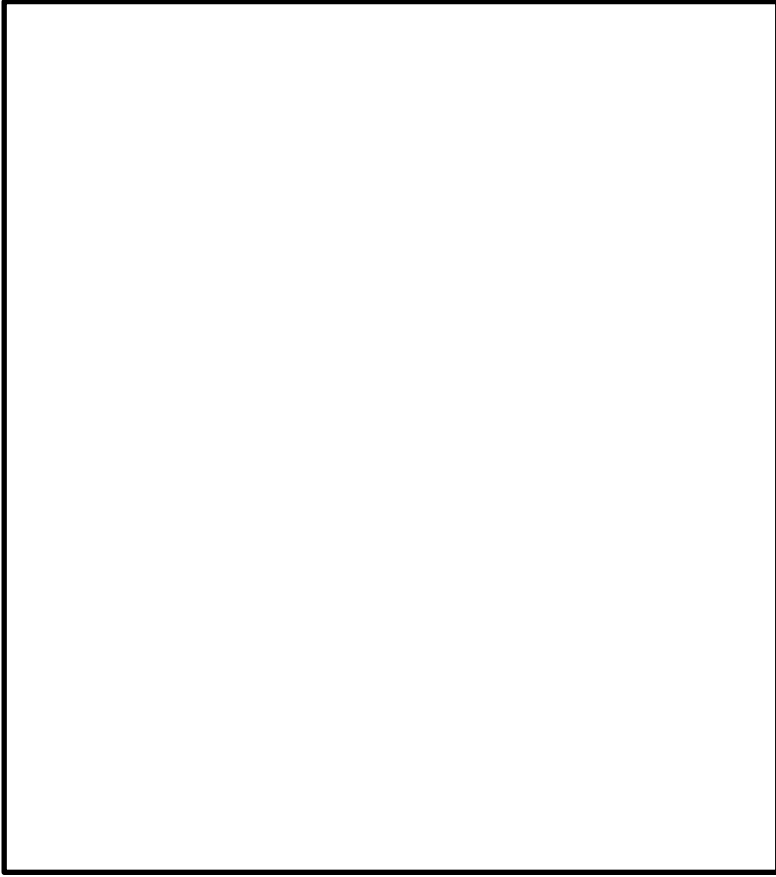

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線

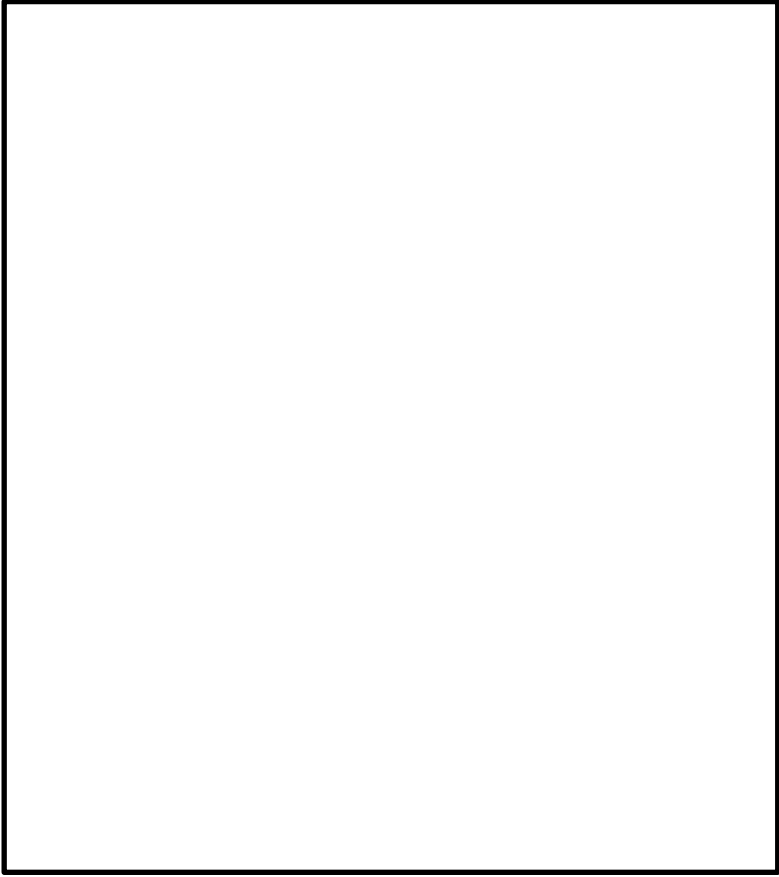
項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度 分布	原子炉建屋内に放出された放射性 物質が均一に分布	審査ガイドに示されたと おり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として 考慮
直接ガンマ線・スカイ シャインガンマ線評価 コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可 (添十) に同 じ

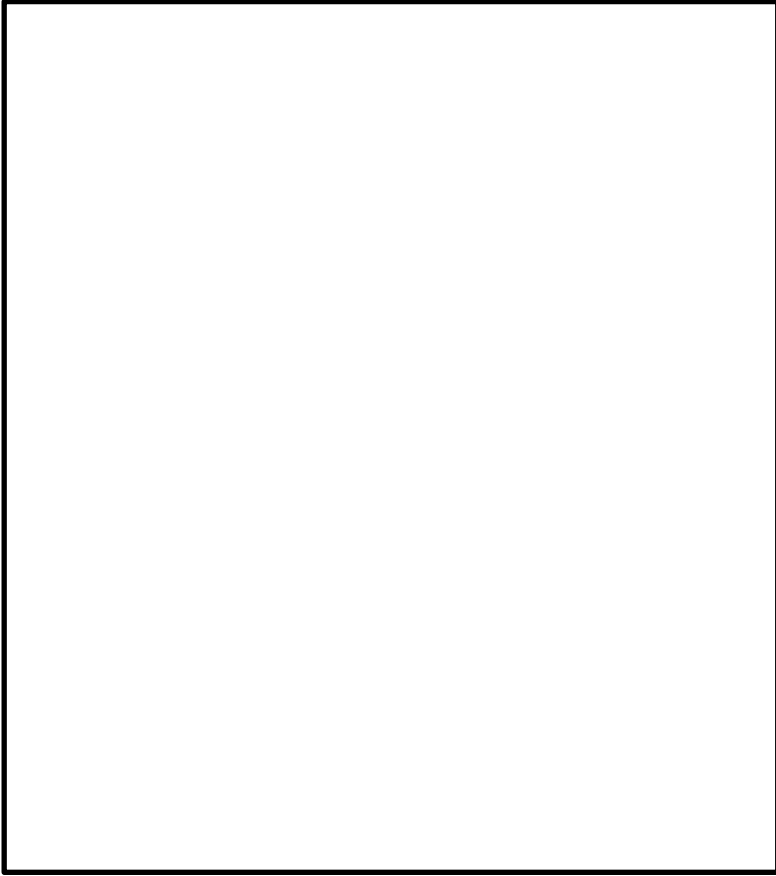
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="973 1119 1659 1150">第9図 第一弁 (S/C側) 操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1745 982 2472 1058">第3図 第1弁 (W/Wベント) 操作場所 (原子炉建物地下1階)</p>	

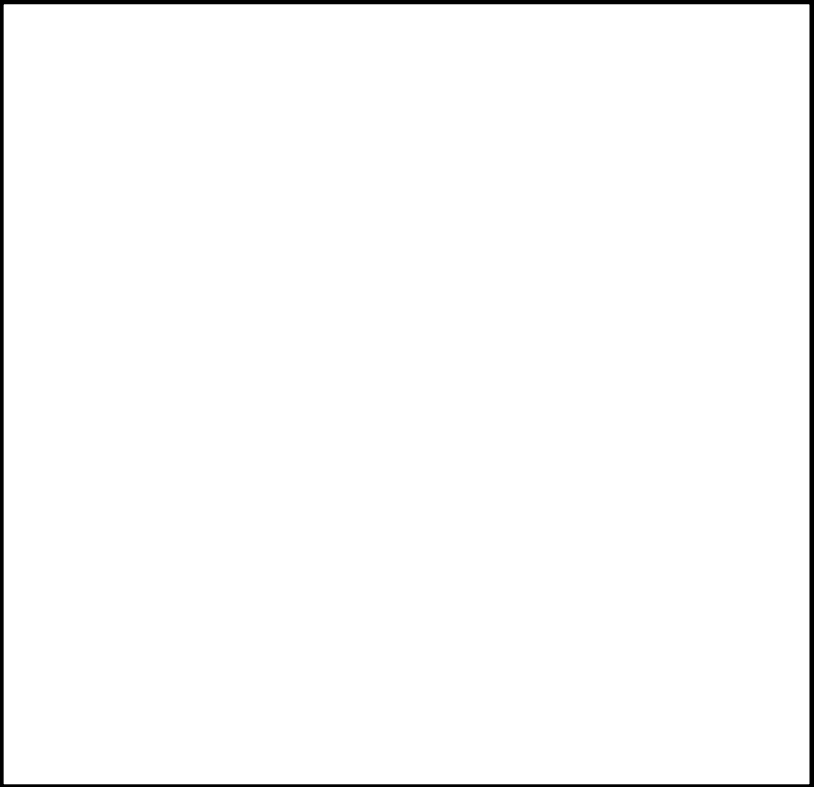
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1115 1670 1150">第10図 第一弁（S/C側）操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1739 982 2472 1060">第4図 第1弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1115 1670 1150">第 11 図 第一弁 (S / C側) 操作場所及びアクセスルート</p>		

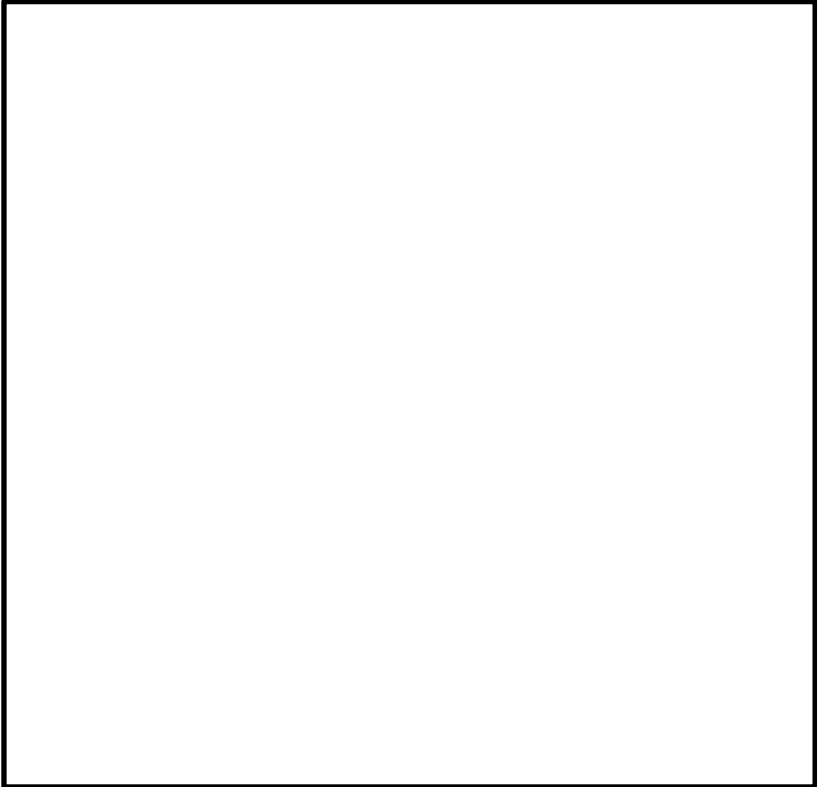
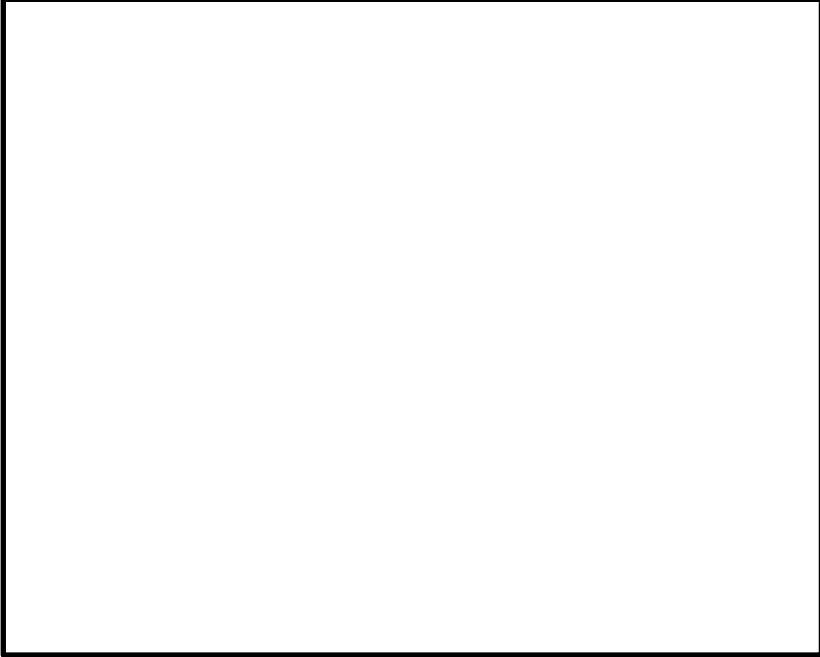
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1119 1668 1150">第12図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1736 940 2472 1014">第5図 第1弁 (D/Wベント) 操作場所 (原子炉建物地上2階)</p>	


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1119 1670 1150">第13図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="961 1119 1668 1150">第 14 図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="964 1073 1668 1104">第 15 図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</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="931 268 1697 1008" style="border: 2px solid black; height: 352px; width: 258px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1074 1066 1549 1108" style="text-align: center;">第 16 図 屋外移動時のアクセスルート</div>	<div data-bbox="1721 268 2487 840" style="border: 2px solid black; height: 272px; width: 258px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1958 886 2246 928" style="text-align: center;">第 6 図 屋外作業場所</div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1041 1073 1584 1104">第 17 図 第二弁操作場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1813 982 2383 1014">第 7 図 第 2 弁操作場所 (原子炉建物地上 3 階)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1041 1073 1590 1108">第 18 図 第二弁操作場所及びアクセスルート</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1041 1073 1590 1108">第 19 図 第二弁操作場所及びアクセスルート</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="931 312 1694 1052" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="982 1068 1644 1108" data-label="Caption"> <p>第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p> </div>		

第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (単位: mSv/h)

被ばく経路	第一弁 (S/C側) 開操作 ^{※1}			第一弁 (D/W側) 開操作 ^{※1}		
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内/屋外移動時 (作業場所⇒付属種入口)
被ばく経路 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	外部被ばく	約2.0×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約5.6×10 ⁰	約5.6×10 ⁰	約1.8×10 ⁰
	内部被ばく	屋内に入ります放射線の影響に包絡される	約4.8×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁻² 1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出された放射性物質の影響に包絡される	1.0×10 ⁻² 以下
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ^{※2}	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	作業時間	90分	35分 (往路)	90分	50分 (往路)	35分 (復路)
	移動時間	90分	35分 (復路)	90分	15分 (復路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (合計)	約2.2×10 ¹ mSv	約8.5×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約2.5×10 ¹ mSv	約1.5×10 ¹ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約3.8×10 ¹ mSv					

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作は、第一弁までのベント系配管内に滞留した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (S/Cからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)		
	ベント開始 1時間	1時間～ 2時間 1.0×10 ⁻² 以下		2時間～ 3時間 1.0×10 ⁻² 以下	ベント実施前 約2.4×10 ⁰	ベント実施後 約2.4×10 ⁰	ベント実施前 約1.8×10 ⁰	ベント実施後 約1.8×10 ⁰
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	
外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						約4.8×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻¹
内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約5.5×10 ⁰	約6.8×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	約2.4×10 ⁰	約4.1×10 ⁻² 以下	約4.1×10 ⁻² 以下	約4.1×10 ⁻² 以下	
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約4.7×10 ⁻¹	約4.7×10 ⁻¹	約4.7×10 ⁻¹	約4.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	
大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻¹	
作業線量率	約5.9×10 ⁰	約5.6×10 ⁻¹	約4.9×10 ⁻¹	約5.6×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	
作業時間及び移動時間	60分	60分	60分	140分	10分 (往路)	35分 (復路)	35分 (復路)	
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約5.9×10 ⁰ mSv	約5.6×10 ⁻¹ mSv	約4.9×10 ⁻¹ mSv	約4.1×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	
作業員の実効線量 (合計)	約2.8×10 ¹ mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第6表 格納容器ベント (W/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※1	可搬式窒素供給装置準備※1	第2弁開操作※1	第1弁開操作	ベント弁開操作※1	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	8.5×10 ⁻¹	1.1×10 ⁰	9.2×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰	3.4×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻¹
放射性塵中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	6.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	1.4×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※2	8.2×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ※3	1.4×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	9.9×10 ⁰	1.4×10 ¹	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	3.5×10 ⁰	5.5×10 ⁰
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	-	-	-	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.2×10 ⁰ ※4
S/GTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	-※5	-※5	2.6×10 ⁻¹	4.8×10 ⁻²	9.7×10 ⁻²	-※5
被ばく線量	約13	約16	約13	約6.3	約6.8	約7.5

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2 マスク着用 (PF50) による防護効果を考慮する。

※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第10表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄原子炉建屋入口)	
	ベント開始～1時間	1時間～2時間		ベント実施前	ベント実施後	ベント実施前	ベント実施後
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.4×10 ⁰	約2.4×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰
外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						
内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						
外部被ばく	約4.7×10 ⁰	約4.0×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約8.3×10 ⁰	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
内部被ばく	正圧化により流入なし						
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約5.2×10 ⁻¹	約5.2×10 ⁻¹	約3.3×10 ⁻²	約3.3×10 ⁻²	約3.3×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
大気中へ放出された放射性物質による外部被ばく	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約1.9×10 ⁻²	約1.2×10 ⁻¹	約1.6×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
作業線量率	約5.3×10 ⁰	約9.5×10 ⁻¹	約7.2×10 ⁻²	約1.4×10 ⁻¹	約2.8×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻¹	約3.5×10 ⁻¹
作業時間及び移動時間	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約5.3×10 ⁰ mSv	約9.5×10 ⁻¹ mSv	約1.7×10 ⁻¹ mSv	約2.3×10 ⁰ mSv	約4.7×10 ⁰ mSv	約8.1×10 ⁰ mSv	約2.0×10 ¹ mSv
作業員の实効線量 (合計)	約4.2×10 ¹ mSv						

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第7表 格納容器ベント (D/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置 ^{※1}	可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	第2弁開操作 ^{※1}	第1弁開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	8.7×10 ⁻¹	1.1×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	3.5×10 ⁻¹	7.1×10 ⁻¹
放射性塵中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	6.7×10 ⁻¹	3.7×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	8.1×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ^{※3}	1.4×10 ⁰	1.6×10 ⁻²
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	9.9×10 ⁰	1.4×10 ¹	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	3.5×10 ⁰	1.2×10 ¹
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	-	-	-	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	6.2×10 ⁰ ^{※4}
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	- ^{※5}	- ^{※5}	2.7×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻²	1.0×10 ⁻¹	- ^{※5}
被ばく線量	約13	約16	約13	約5.6	約6.2	約19

- ※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。
- ※2 マスク着用 (PF50) による防護効果を考慮する。
- ※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。
- ※4 ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。
- ※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価</u> <u>格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及</u> <u>び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の</u> <u>被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、</u> <u>サブプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合</u> <u>及びドライウェル (D/W) からのベントを行う場合のそれぞ</u> <u>れについて評価を行った。</u></p> <p>(1) <u>評価条件</u></p> <p>a. <u>放出量評価条件</u> <u>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温</u> <u>度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で想定</u> <u>される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用</u> <u>できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、</u> <u>放出量評価条件を第 11 表、大気中への放出過程及び</u> <u>概略図を第 21 図～第 25 図に示す。</u></p> <p>b. <u>被ばく評価条件</u> <u>被ばく経路は、第 26 図及び第 27 図に示すとおり大気</u> <u>中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被</u> <u>ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原</u> <u>子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮</u> <u>した。</u></p> <p><u>大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び</u> <u>内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ</u> <u>線による外部被ばくについては、第 12 表～第 14 表に示</u> <u>すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線</u> <u>量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) から被ばく評価を</u> <u>行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線</u> <u>防護効果を考慮し評価を行った。</u></p> <p><u>原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの</u> <u>直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 15 表及</u> <u>び第 16 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧</u> <u>力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を</u> <u>行った。</u></p>		

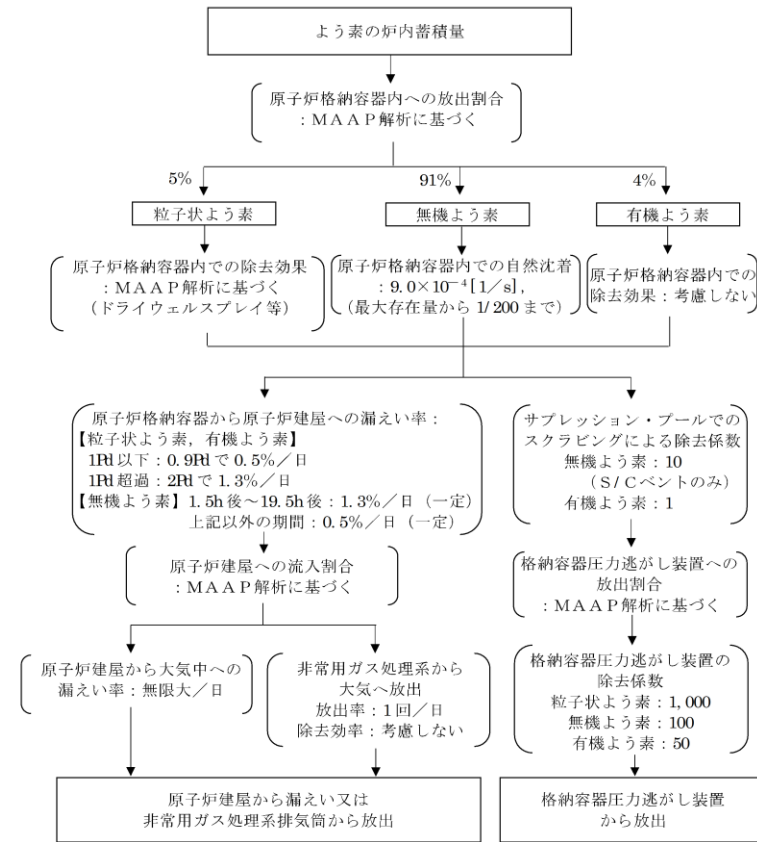
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>c. <u>評価地点</u> <u>評価地点は、第 28 図に示すとおりとした。</u></p> <p>d. <u>作業開始時間</u> <u>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。</u></p> <p>(2) <u>評価結果</u> <u>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 17 表及び第 18 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S / C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv / h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv / h となり、ドライウエル (D / W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv / h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv / h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。</u> <u>なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
<u>第11表 放出量評価条件 (1/3)</u>																														
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項 目</th> <th style="width: 45%;">評 価 条 件</th> <th style="width: 40%;">選 定 理 由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td>格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり 10,000時間(約416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量</td> <td>希ガス類 : 約2.2×10^{19}Bq よう素類 : 約2.8×10^{19}Bq CsOH類 : 約1.1×10^{18}Bq Sb類 : 約1.3×10^{18}Bq TeO₂類 : 約6.7×10^{18}Bq SrO類 : 約1.2×10^{19}Bq BaO類 : 約1.2×10^{19}Bq MoO₂類 : 約2.4×10^{19}Bq CeO₂類 : 約7.4×10^{19}Bq La₂O₃類 : 約5.5×10^{19}Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内pH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>よう素の形態</td> <td>粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%</td> <td>R.G.1.195^{*1}に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果	原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定		
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由																												
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定																												
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																												
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																												
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																												
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																												
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果																												
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																												
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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11表 放出量評価条件 (2/3)																																																											
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="937 310 1095 346">項目</th> <th data-bbox="1101 310 1501 346">評価条件</th> <th data-bbox="1501 310 1688 346">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="937 346 1095 577">原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)</td> <td data-bbox="1101 346 1501 577">1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日</td> <td data-bbox="1501 346 1688 577">MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 577 1095 787">原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)</td> <td data-bbox="1101 577 1501 787">1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)</td> <td data-bbox="1501 577 1688 787">原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 787 1095 850">原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)</td> <td data-bbox="1101 787 1501 850">MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)</td> <td data-bbox="1501 787 1688 850">MAAPのFP挙動モデル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 850 1095 924">原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)</td> <td data-bbox="1101 850 1501 924">考慮しない</td> <td data-bbox="1501 850 1688 924">保守的に設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 924 1095 1102" rowspan="2">原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)</td> <td data-bbox="1101 924 1501 1018">自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)</td> <td data-bbox="1501 924 1688 1018">CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2^{*2}に基づき設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1101 1018 1501 1102">サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)</td> <td data-bbox="1501 1018 1688 1102">Standard Review Plan 6.5.5^{*3}に基づき設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 1102 1095 1354">原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td> <td data-bbox="1101 1102 1501 1354"> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約 3.1×10^{-5}</td> <td>: 約 3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-8}</td> <td>: 約 6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table> </td> <td data-bbox="1501 1102 1688 1354">MAAP解析結果及びNUREG-1465^{*4}に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)	原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モデル	原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約 3.1×10^{-5}</td> <td>: 約 3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-8}</td> <td>: 約 6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{*4} に基づき設定		
項目	評価条件	選定理由																																																									
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定																																																									
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)																																																									
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モデル																																																									
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定																																																									
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定																																																									
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定																																																									
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> <td>: 約 4.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> <td>: 約 6.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約 3.1×10^{-5}</td> <td>: 約 3.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-6}</td> <td>: 約 6.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> <td>: 約 2.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> <td>: 約 3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約 6.7×10^{-8}</td> <td>: 約 6.8×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> <td>: 約 2.7×10^{-8}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}	CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{*4} に基づき設定																								
	S/Cベント	D/Wベント																																																									
希ガス類	: 約 4.3×10^{-3}	: 約 4.3×10^{-3}																																																									
CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}																																																									
CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}																																																									
Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																																									
TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}																																																									
SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																																									
BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}																																																									
MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}																																																									
CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}																																																									
La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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11表 放出量評価条件 (3/3)																																																												
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項 目</th> <th style="width: 40%;">評価条件</th> <th style="width: 30%;">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/日 (排気筒放出)</td> <td>設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置への放出割合</td> <td> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table> </td> <td>MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置の除去係数</td> <td>希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000</td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>				項 目	評価条件	選定理由	原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため	格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定	格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定
項 目	評価条件	選定理由																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため																																																										
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; font-size: small;"> <thead> <tr> <th></th> <th>S/Cベント</th> <th>D/Wベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> <td>: 約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>CsI類</td> <td>: 約1.0×10^{-6}</td> <td>: 約3.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>CsOH類</td> <td>: 約4.0×10^{-7}</td> <td>: 約7.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Sb類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>TeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-8}</td> <td>: 約1.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>SrO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>BaO類</td> <td>: 約3.6×10^{-8}</td> <td>: 約5.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>MoO₂類</td> <td>: 約4.5×10^{-9}</td> <td>: 約7.2×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>CeO₂類</td> <td>: 約8.9×10^{-10}</td> <td>: 約1.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>La₂O₃類</td> <td>: 約3.6×10^{-10}</td> <td>: 約5.8×10^{-6}</td> </tr> </tbody> </table>		S/Cベント	D/Wベント	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定																									
	S/Cベント	D/Wベント																																																										
希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}																																																										
CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}																																																										
CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}																																																										
Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}																																																										
SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}																																																										
MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}																																																										
CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}																																																										
La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}																																																										
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000	設計値に基づき設定																																																										
<p>※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003</p> <p>※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005</p> <p>※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007</p> <p>※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995</p>																																																												

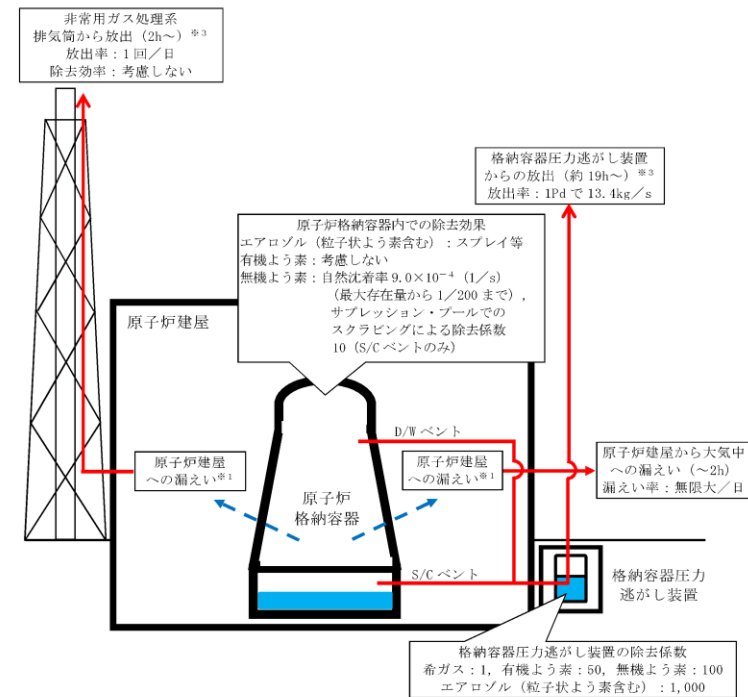
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<pre> graph TD A[希ガスの炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (除去効果なし)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Rt以下: 0.9Rtで0.5%/日 1Rt超過: 2Rtで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析に基づく"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析に基づく"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] G --> J["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] H --> K["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> K </pre> <p style="text-align: center;">第 21 図 希ガスの大気放出過程</p>		



第 22 図 よう素の大気放出過程

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">第 23 図セシウムの大気放出過程</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
	<pre> graph TD A[その他核種の炉内蓄積量] --> B["原子炉格納容器内への放出割合 : MAA P解析に基づく"] B --> C["原子炉格納容器内での除去効果 : MAA P解析に基づく (ドライウェルスブレイ等)"] C --> D["原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率: 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日"] C --> E["格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] D --> F["原子炉建屋への流入割合 : MAA P解析及びNUREG- 1465の知見に基づき評価"] E --> G["格納容器圧力逃がし装置 除去係数: 1,000"] F --> H["原子炉建屋から大気中への 漏えい率: 無限大/日"] F --> I["非常用ガス処理系から 大気へ放出 放出率: 1回/日 除去効率: 考慮しない"] H --> J["原子炉建屋から漏えい又は 非常用ガス処理系排気筒から放出"] I --> J G --> K["格納容器圧力逃がし装置 から放出"] </pre> <p>第24図 其他核種の大気放出過程</p>		

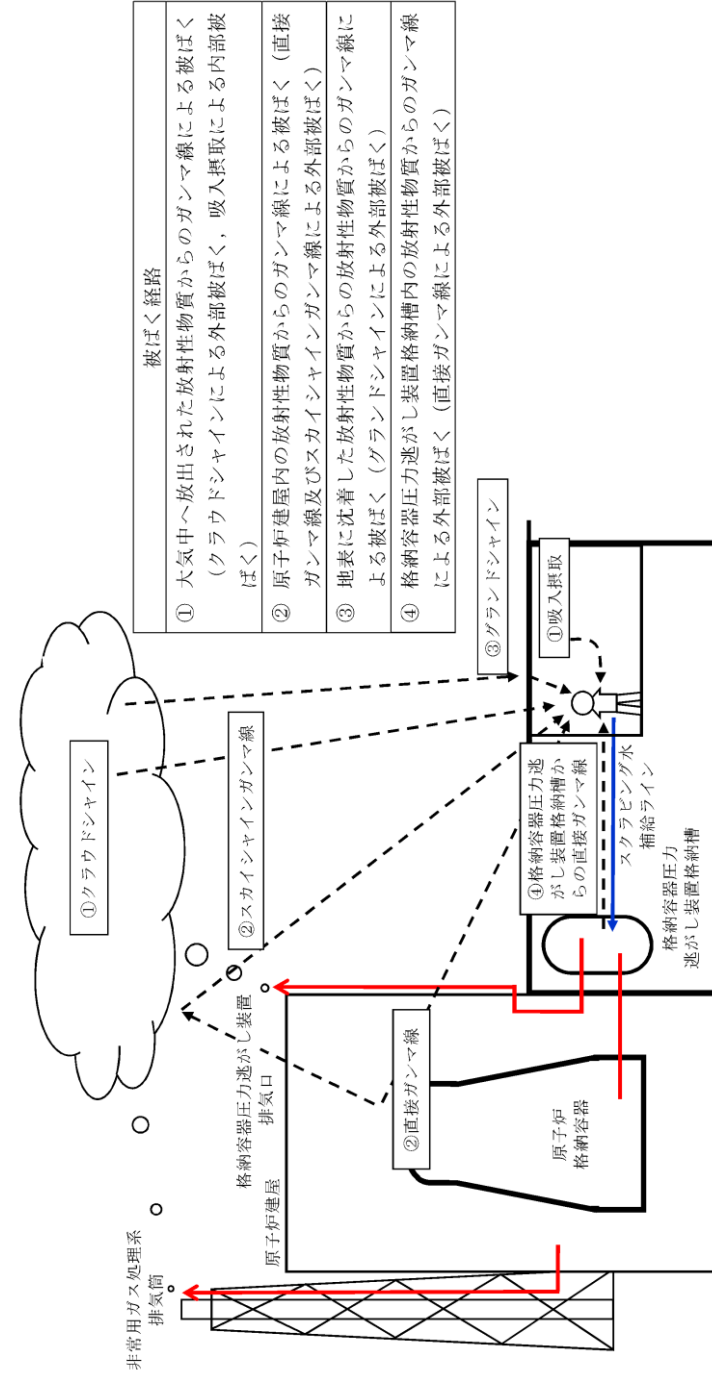


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
1Pd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日, 1Pd 超過: 2Pd で 1.3%/日
【無機よう素】
1.5h 後~19.5h 後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

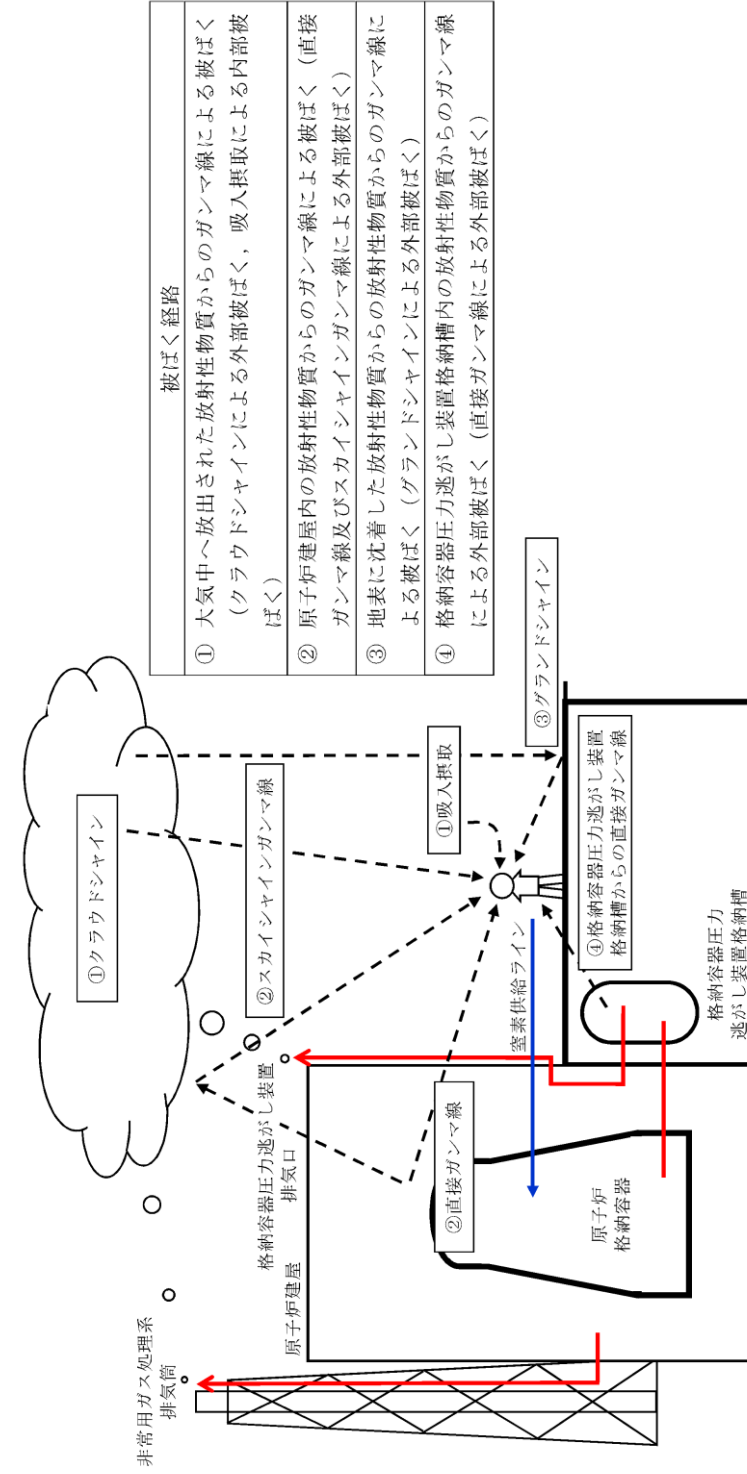
大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
※3 事象発生後 19h 以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 25 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第26図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第27図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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12表 大気拡散評価条件			
項目	評価条件	選定理由	
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価	
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上140m）の気象データを使用	
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定	
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定	
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	
大気拡散評価点	第28図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定	
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。	
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定	
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定	

第13表 評価に使用する相対濃度 (λ/Q) 及び
相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	λ/Q 及び D/Q	
スクラッピング 水補給作業	屋外移動時 /作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	λ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	λ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-10}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	λ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-10}
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	λ/Q (s/m^3)			約 4.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)			約 8.7×10^{-10}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	λ/Q (s/m^3)			約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)			約 1.2×10^{-10}
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			λ/Q (s/m^3)
	格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)		λ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-10}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		λ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
	<p style="text-align: center;">第14表 線量換算係数, 呼吸率等</p> <table border="1" data-bbox="964 331 1662 997"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td> 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく </td> <td>ICRP Publication 71 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>マスクの除染係数</td> <td>DF50</td> <td>性能上期待できる値から設定</td> </tr> <tr> <td>地表面への沈着速度</td> <td> 粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s </td> <td>東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定	呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定	マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定	地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定		
項目	評価条件	選定理由																
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定																
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定																
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定																
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
	<p style="text-align: center;">第15表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及び スカイシャインガンマ線</p> <table border="1" data-bbox="964 373 1662 856"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内線源強度分布</td> <td>原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋のモデル</td> <td>原子炉建屋の幾何形状をモデル化</td> <td>建屋外壁を遮蔽体として考慮</td> </tr> <tr> <td>直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード</td> <td>直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R</td> <td>現行許認可（添十）に同じ</td> </tr> <tr> <td>許容差</td> <td>評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート密度</td> <td>2.00g/cm³</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第16表 フィルタ装置からの直接ガンマ線</p> <table border="1" data-bbox="937 991 1682 1220"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラッピング水補給場所作業場所壁厚</td> <td></td> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚</td> <td></td> <td>格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート密度</td> <td>2.10g/cm³</td> <td>新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm³以上で施工</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定	コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定	項目	評価条件	選定理由	スクラッピング水補給場所作業場所壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定	格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定	コンクリート密度	2.10g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工		
項目	評価条件	選定理由																															
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定																															
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮																															
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ																															
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定																															
コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定																															
項目	評価条件	選定理由																															
スクラッピング水補給場所作業場所壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定																															
格納容器H:力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器H:力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定																															
コンクリート密度	2.10g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="952 321 1670 957" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="982 982 1644 1018" data-label="Caption"> <p>第28図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p> </div>		

第17表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (S/Cからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約3.3×10 ⁰	約3.3×10 ⁰	約2.9×10 ⁰	約3.3×10 ⁰
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 ¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹
作業線量率	約1.3×10 ¹	約3.9×10 ⁰	約3.6×10 ⁰	約3.9×10 ⁰

第18表 スクラビング水補給作業及び汚素供給作業における被ばく評価 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		汚素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
		内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約4.5×10 ⁰	約4.5×10 ⁰	約4.0×10 ⁰	約4.5×10 ⁰
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 ¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹	約6.3×10 ⁻¹
作業線量率	約1.5×10 ¹	約5.1×10 ⁰	約4.6×10 ⁰	約5.1×10 ⁰

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.8</p> <p><u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p> <p>スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、   と設定している。</p> <p>スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。</p> <p>(1) <u>最大水量について</u></p> 	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.8</p> <p><u>スクラビング水の保有水量の設定根拠について</u></p> <p>1. <u>スクラバ容器水位の設定の考え方</u></p> <p>ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保証する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を第 1 図に示す。</p> <p>スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。</p> <p>系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。</p> <p>(1) <u>水位高設定値</u></p> <p>水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。</p> 	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、スクラビング水の保有水量の設定根拠について記載</p> <p>・記載方針の相違 【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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>最小水量について</u></p> <div data-bbox="931 304 1700 1915" style="border: 1px solid black; height: 767px;"></div>	<p>(2) <u>水位低設定値</u></p> <p><u>水位低設定値は、系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量 (370kW) における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。</u></p> <div data-bbox="1724 478 2487 1915" style="border: 1px solid black; height: 684px;"></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

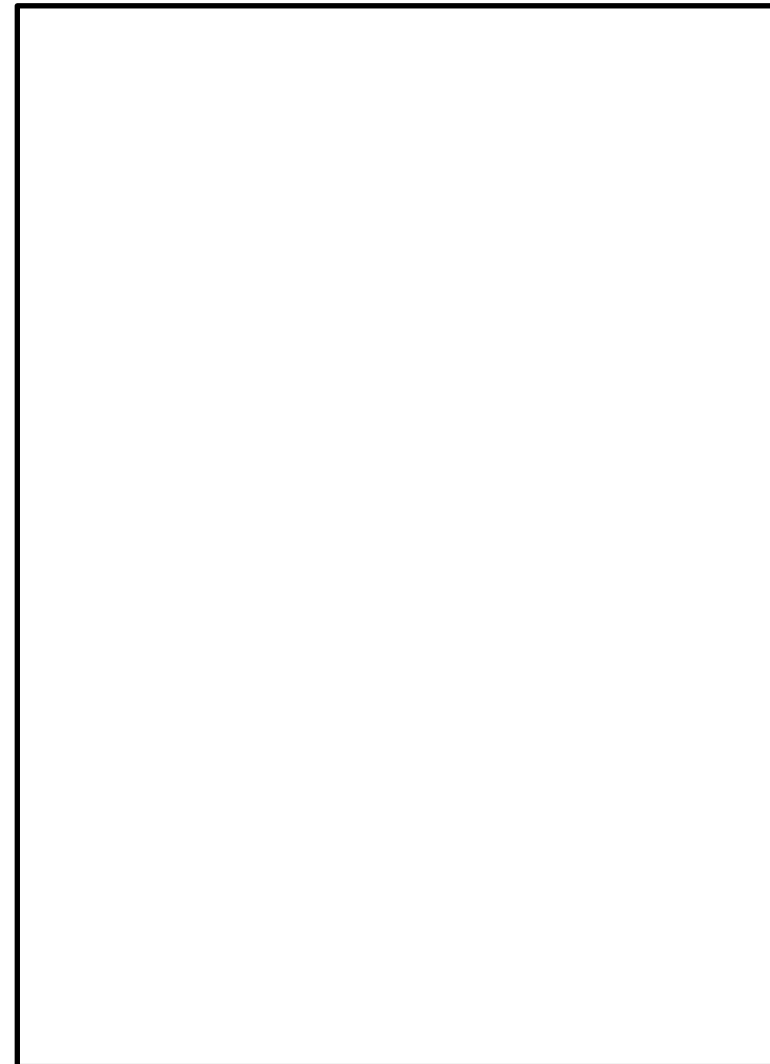
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="931 317 1694 1184" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1101 1209 1525 1241" data-label="Caption"> <p>第1図 フィルタ装置水位の概略図</p> </div>	<div data-bbox="1721 331 2484 835" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1893 894 2318 926" data-label="Caption"> <p>第1図 <u>スクラバ容器水位の管理値</u></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
	<p>(3) <u>スクラビング水の補給期間について</u></p> <p><u>フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量(フィルタ装置の寸法)は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定(設計)している。</u></p> <p><u>一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する(第1表)。</u></p> <p><u>スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。</u></p> <p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期水位：<input type="text"/> ・室温：25℃※1(系統待機時)，65℃※2(ベント実施中) ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり ・フィルタ装置内発熱量：<input type="text"/> <p>※1 ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値</p> <p>※2 スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値</p> <p>※3 19時間ベントの解析結果にNUREG補正した格納容器外へ放出された放射性物質(希ガスを除く)の発熱量(約15kW)に余裕を考慮した値</p> <p>【評価結果】</p> <p><u>スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるD/Wベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間(168時間)運転員による水の補給操作は不要となる。</u></p>	<p>2. <u>ベント運転中の水位挙動(有効性評価ベース)</u></p> <p><u>有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SB0+ECCS機能喪失)におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	

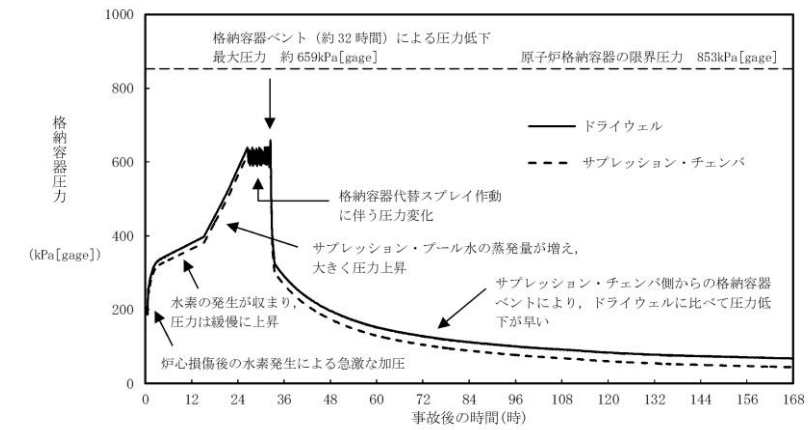
第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1% 相当の時間】	19時間後 [※] 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内 発熱量	500kW 【ベント時間 2時間～3時間ベース】	20kW 【ベント時間 19時間ベース】

※ 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース



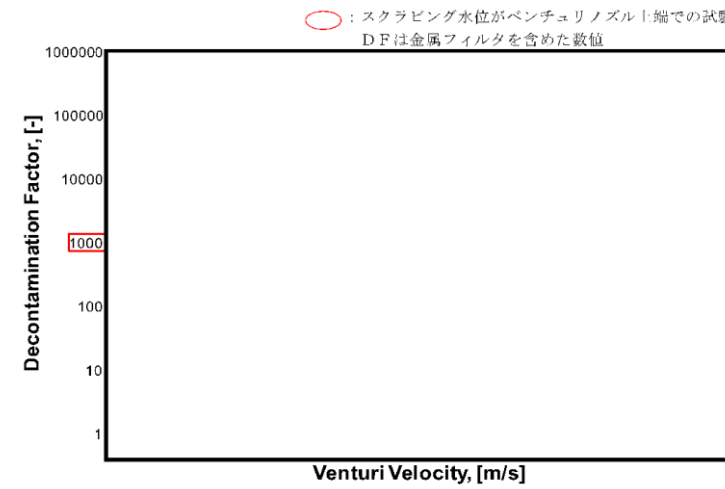
第2図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)



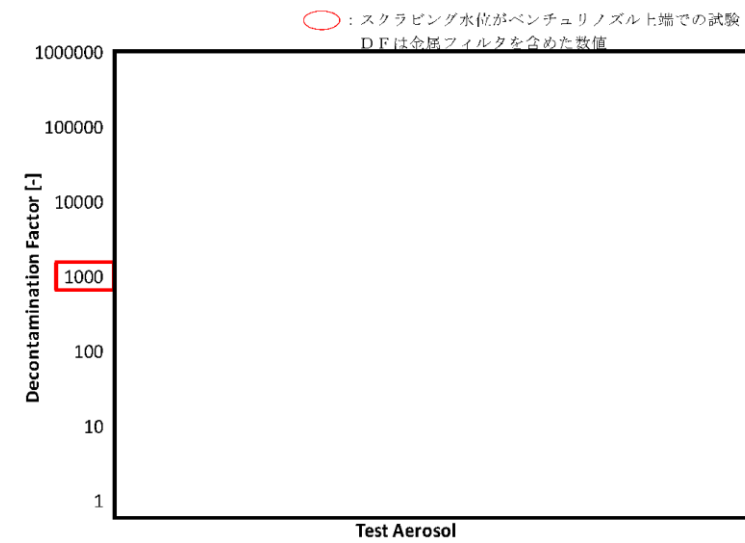
第2図 ベント時の格納容器圧力推移

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="931 268 1694 1318" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="931 1339 1679 1423" data-label="Caption"> <p>第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるベント時のスクラビング水位の変化</p> </div>	<div data-bbox="1733 281 2466 1402" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1712 1430 2496 1514" data-label="Caption"> <p>第3図 スクラビング水位挙動（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失事象）</p> </div>	

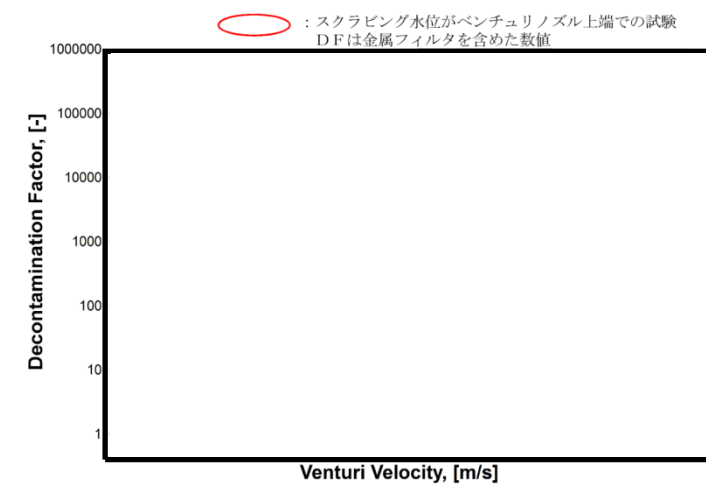
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考) スクラビング水の下限水位の設定について スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</p> <p>ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</p> <div data-bbox="964 611 1216 926" style="border: 1px solid black; width: 85px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="1231 688 1676 877" style="font-size: small; margin: 10px auto;"> <p>①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴) ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出</p> </div> <p style="text-align: center;">第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理</p> <p>①エアロゾルのDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。 ・そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 ・JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。 	<p>(参考) スクラビング水の下限水位の設定について スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</p> <p>ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</p> <div data-bbox="1757 590 1997 919" style="border: 1px solid black; width: 81px; height: 157px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="2018 604 2463 814" style="font-size: small; margin: 10px auto;"> <p>①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧(微小液滴) ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出</p> </div> <p style="text-align: center;">第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理</p> <p>①エアロゾルのDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。 ・そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 ・JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。 	



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係



第6図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



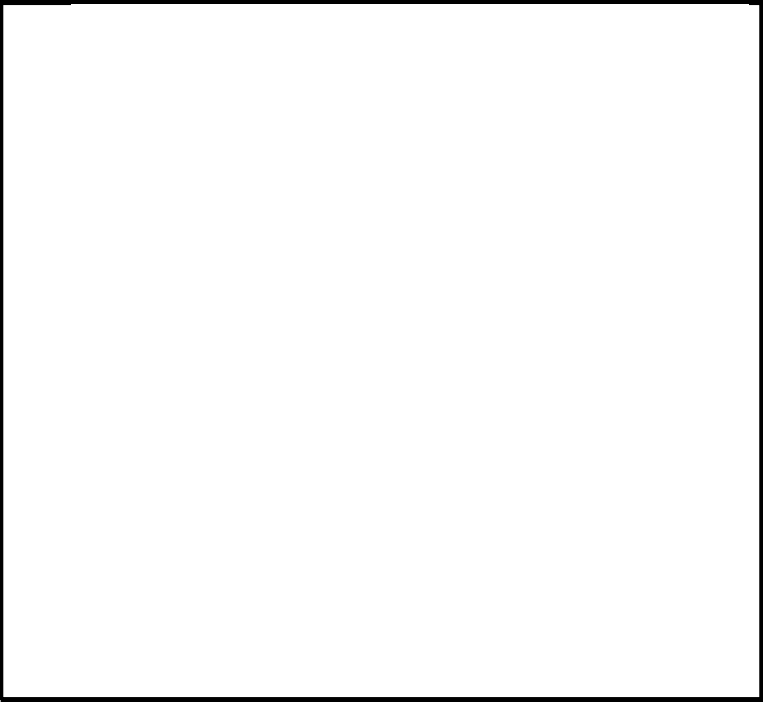
第6図 エアロゾル粒径に対する除去係数

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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無機よう素のDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のPHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低PHにおいても、設計条件DF 100 以上を確保できている。  <p>第7図 スクラビング水のPHと無機よう素DFの関係</p> <p>したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。</p> <p>実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る2,530mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 1,500mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。</p> <p>スクラビング水のpHについては、待機時にpH13以上 [] であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。</p>	<p>②無機よう素のDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF 100 以上を確保できている。  <p>第7図 pHに対する無機よう素の除去係数</p> <p>したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。</p> <p>実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（300mm）を十分に上回る1,700mm とし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位 800mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。</p> <p>スクラビング水のpHについては、[] であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。</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>(参考) スクラビング水スロッシングの影響について 格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。</p> <p>ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のよう に算出できる。</p> $d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{R}{\omega_N^2 \theta_h R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <p>R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm] g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²] S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (原子炉建屋の基準地震動 S_g から保守的に設定)</p> <p>金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。</p> <div data-bbox="934 1476 1706 1690" style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	<p>(参考) スクラビング水スロッシングの影響について 格納容器フィルタベント系であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。</p> <p>ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のよう に算出できる。</p> $d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{R}{\omega_N^2 \theta_h R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <p>・ R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] ・ h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm] ・ g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²] ・ S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)</p> <p>金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。評価結果を第8図に示す。</p> <p>また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・ 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、下限水位の評価補法を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。</p>	$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$ <ul style="list-style-type: none"> • R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm] • h : スクラビング水下限水位 $\boxed{}$ [mm] • g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²] • S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²] (評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定) <p>ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。 評価結果を第9図に示す。</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="937 317 1694 957" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1032 982 1596 1016" data-label="Caption"> <p>第8図 スクラビング水スロッシング評価結果</p> </div>	<div data-bbox="1748 300 2466 957" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1724 982 2427 1016" data-label="Caption"> <p>第8図 スクラビング水スロッシング評価結果 (上限水位)</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
		 <p data-bbox="1724 982 2436 1018">第9図 スクラビング水スロッシング評価結果 (下限水位)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.9</p> <p>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 style="text-align: right;">添付資料 1.7.9</p> <p>炉心損傷, 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 style="text-align: center;">て</p> <p>島根原子力発電所2号炉では, 炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し, 原子炉压力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に, 運転員による対応を, 事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため, 有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。</p> <p>SOPには, 炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており, 対応の優先順位等についても定めている。このため, 想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが, ここでは, 炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況の場合分けし, それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを第1図に示す。また, 原子炉格納容器の構造図を第2図に示す。</p> <p>1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性</p> <p>炉心損傷モードのうち, 格納容器先行破損の炉心損傷モード*1を除くと, TQUV, TQUX, TB (長期TB, TBU, TBD, TBP), LOCAが抽出される。</p> <p>このうち, TQUV, TQUX, TB (長期TB, TBU, TBD, TBP) は, 炉心損傷の時点でRPVが健全であり, RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チェンバ (以下「S/C」という。)に放出されている点で, 炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV, TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し, TQUX, 長期TB, TBU, TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが, SOPにおいて, 原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから, その後は同じ対応となる。</p> <p>一方LOCA (LOCA後の注水失敗による炉心損傷) は, 炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており, RPV内の原子炉冷却材がドライウェル (以下「D/W」という)</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は炉心損傷, 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><u>炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。</u></p> <p>1. <u>期待する重大事故等対処設備について</u></p> <p><u>非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止</u></p>	<p>に直接放出される炉心損傷モードである。このため、炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力、温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが、各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており、対応は可能である。</p> <p>また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材は原子炉格納容器下部に流入し、原子炉格納容器下部に水位が形成され则认为られる。</p> <p>※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合、炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから、SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考へ、ここでの考査から除外した。しかしながら、現実的にはSOPに準じ、注水及び除熱を試みるものと考えられる。</p> <p>炉心損傷後の手順として、RPVの破損及び原子炉格納容器下部への溶融炉心落下に備えた原子炉格納容器下部への注水を定めており、ペDESTAL水位が2.4m（注水量225m³）に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考へられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>溶融炉心落下時のペDESTAL水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考へし、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{*2}している。</p> <p>以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
	<p><u>及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。</u></p> <p><u>第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）</u></p> <table border="1" data-bbox="973 457 1656 646"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>注水先</th> <th>ポンプ</th> <th>水源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧代替注水系（常設）</td> <td>原子炉压力容器</td> <td rowspan="3">常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td rowspan="3">代替淡水貯槽</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系（常設）</td> <td>ドライウエル</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部注水系（常設）</td> <td>ベDESTAL（ドライウエル部）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替循環冷却系</td> <td>原子炉压力容器</td> <td rowspan="3">代替循環冷却系ポンプ</td> <td rowspan="3">サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）の実施時期を早めることとなる※。</u></p> <p><u>一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・チェンバを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。</u></p> <p><u>上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。</u></p> <p><u>※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器ベントを実施する手順としている。</u></p>	系統	注水先	ポンプ	水源	低圧代替注水系（常設）	原子炉压力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽	代替格納容器スプレィ冷却系（常設）	ドライウエル	格納容器下部注水系（常設）	ベDESTAL（ドライウエル部）	代替循環冷却系	原子炉压力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・チェンバ	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ		
系統	注水先	ポンプ	水源																		
低圧代替注水系（常設）	原子炉压力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽																		
代替格納容器スプレィ冷却系（常設）	ドライウエル																				
格納容器下部注水系（常設）	ベDESTAL（ドライウエル部）																				
代替循環冷却系	原子炉压力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・チェンバ																		
	ドライウエル																				
	サブプレッション・チェンバ																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方</u></p> <p>(1) <u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統</u></p> <p>a. <u>炉心損傷後の対応について</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。</u></p> <p>① <u>LOCA時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、LOCAの判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。</u></p> <p>② <u>LOCA時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との</u></p>	<p>2. <u>注水及び除熱の考え方</u></p> <p><u>炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。</u></p> <p><u>まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらず原子炉注水を優先する手順としている。東海第二では、炉心損傷後の対応について、事象進展の違いにより対応が異なることから、その対応手順について記載している</p>

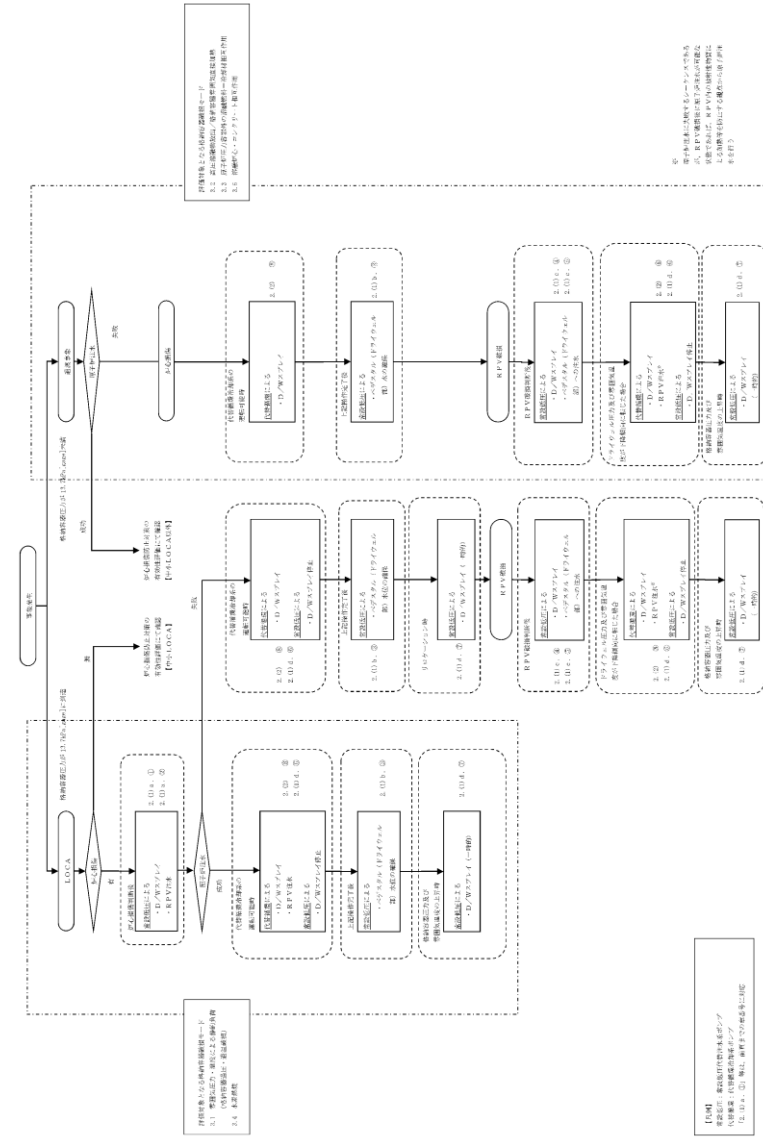
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。</u></p> <p>b. <u>原子炉圧力容器破損前の対応について</u></p> <p>③<u>通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冷却を考慮し、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を確実に約 1m 確保するために格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施する手順とする。</u></p> <p>c. <u>原子炉圧力容器破損後短期の対応について</u></p> <p>④<u>原子炉圧力容器破損を検知した後は、熔融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。</u></p> <p>⑤<u>ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却維持のため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作を実施する手順とする。</u></p>	<p><u>その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が 300 °C に到達し、RPV下部プレナムへの熔融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行して原子炉格納容器下部への注水(水位 2.4m (注水量 225m³))を実施する手順としている。</u></p> <p><u>次に、RPVが破損した後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、事故時に原子炉圧力容器破損の徴候によりペDESTALに水張りをしている運用としている。東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水プールを形成している</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損判断にて格納容器スプレイによる格納容器冷却を実施する手順としていない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>d. 本システムの停止及び一時的な運転について</p> <p>⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運</p>	<p>に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。SOP及びAMGに定めるRPV破損の判定方法に基づきRPVの破損を判定した後は、<u>原子炉格納容器下部</u>に直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にある<u>原子炉格納容器下部</u>以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実に<u>原子炉格納容器下部</u>への注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合は<u>原子炉格納容器下部</u>への注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。</p> <p>※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用 添付資料3.3.3 <u>原子炉格納容器下部</u>への水張り実施の適切性」参照。ペDESTAL水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、熔融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>に落下する前に、<u>原子炉格納容器下部</u>に約3.8m（<u>制御棒駆動機構搬出入口下端位置</u>）の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮に<u>原子炉格納容器下部</u>注水を入れすぎたとしても<u>制御棒駆動機構搬出入口</u>下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な熔融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、<u>原子炉格納容器下部</u>の内側鋼板の最大応力は14MPaであり、<u>原子炉格納容器下部</u>の内側鋼板の降伏応力（490MPa）を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。<u>原子炉格納容器下部</u>の水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p>

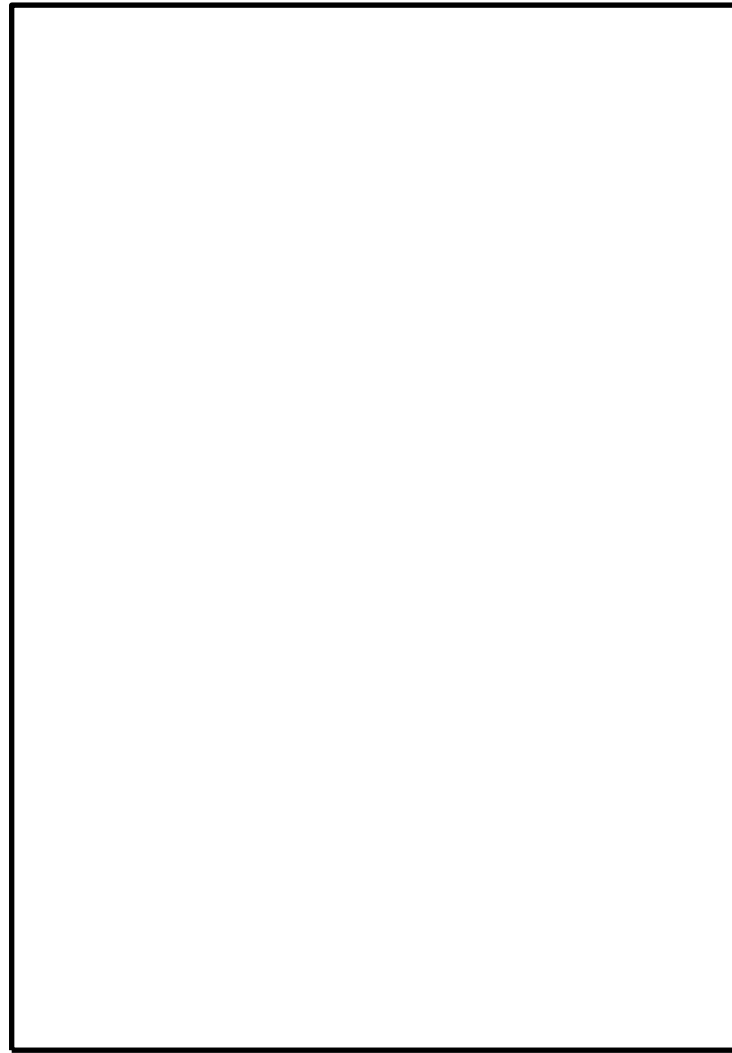
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>転継続によりサブプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器ベントを遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。</u></p> <p><u>⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。</u></p> <p><u>(2) 代替循環冷却系</u></p> <p><u>⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できるシステムであり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本システムの運転継続によりサブプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本システムを運転開始する手順とし、サブプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。</u></p> <p><u>3. 各事象の対応の流れについて</u></p> <p><u>炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。</u></p>	<p>しかしながら、RPVが破損した後は、RPV内の溶融炉心の状態、RPV破損口の状態、<u>原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。</u>このため、SOP及びAMGではRPV破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、RPVが破損した後の注水及び除熱の運転操作について、どの炉心損傷モードを経た場合であっても同じ優先順位で実施する</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>優先順位 1 : D/Wスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開始条件 : 格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上 ・停止条件 : 格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下 ・流量 : 120m³/h <p>優先順位 2 : 原子炉格納容器下部注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 崩壊熱に余裕をみた量 (スクラム後～5時間 : 60m³/h, 5～10時間 : 55m³/h, 10～20時間 : 35m³/h, 20時間～40時間 : 30m³/h, 40時間～80時間 : 20m³/h, 80時間～120時間 : 15m³/h, 120時間以降 : 12m³/h) で注水 <p>優先順位 3 : R P V破損後の R P Vへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : 15m³/h (S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水) <p>これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することで原子炉格納容器下部へ冷却材が流入するため、原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却にも期待できる。</p> <p>原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却については、R P V破損前の注水により原子炉格納容器下部には約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面から原子炉格納容器下部へ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。</p> <p>R P V破損後のR P Vへの注水には、R P V内に残存する熔融炉心の冷却及びR P V破損口から原子炉冷却材が流出することによる原子炉格納容器下部に堆積している熔融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、原子炉格納容器下部注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。</p> <p>D / Wスプレイまたは注水により、S / C水位が通常水位＋約1.3mに到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続し、<u>原子炉格納容器下部</u>の熔融炉心の冷却を継続する。</p> <p>以上のおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O Pによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。</p>	



第1図 事故対応の流れ



第1図 SOPの対応フロー(全体)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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>第2図 原子炉格納容器の構造図</p>	

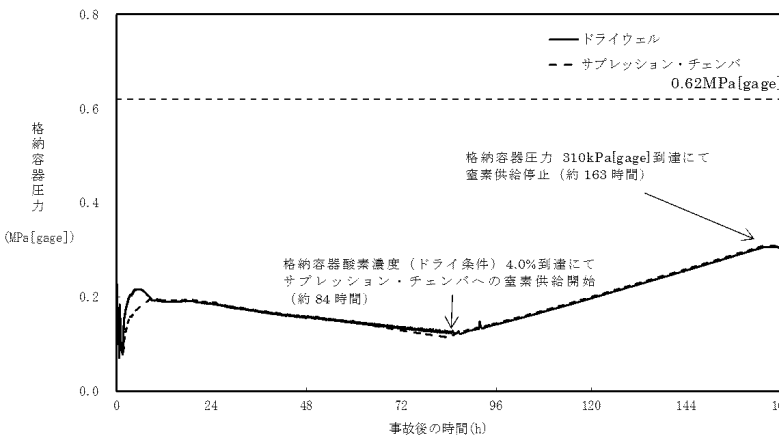
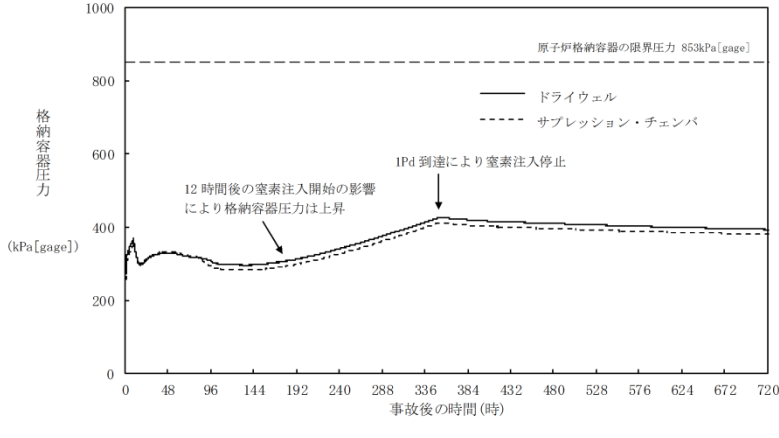
4. 長期安定停止に向けた対応について
 長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。
 また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。
 (1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。
 ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。
 また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。
 (2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件
 7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシー

3. 長期安定停止に向けた対応について
長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。
また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素ガス及び酸素ガスが発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。
 (1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため、シール部については200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。
また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。
第1表 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

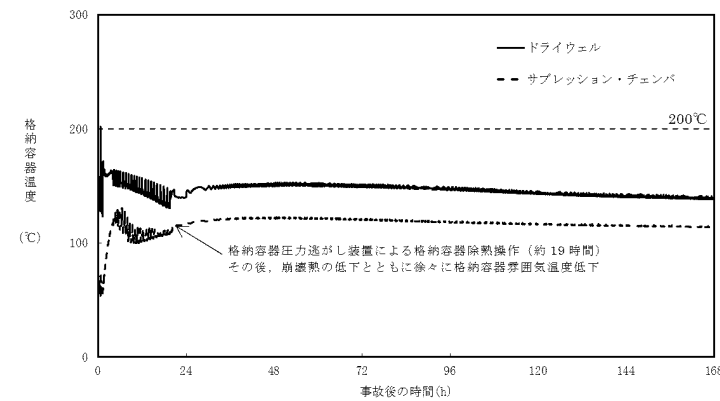
事故発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として2Pd（853kPa）を設定	有効性評価シナリオで最大427kPa[gage]となる（第3図）
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として200℃を設定	有効性評価シナリオで150℃を下回る（第4図）

7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留

・炉型の違い
【東海第二】
 柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）と島根2号炉（Mark-I改）の最高使用圧力の相違
 ・資料構成の相違
【東海第二】
 東海第二は、第2図の後段に記載

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>ケンスは、<u>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した時点で</u>、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、<u>310kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており</u>、第 1 表で示すとおり、7 日間 (168 時間) 以降の格納容器圧力は最大で <u>310kPa[gage]</u>となる。代表的に、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 1 図に示す。</p>  <p style="text-align: center;">第 1 図 格納容器圧力 (「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>7 日間 (168 時間) 以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第 2 図に示すが、7 日間 (168 時間) 時点で 150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第 1 表で示すとおり 7 日間 (168 時間) 以降は 150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度※) についても、事象発生後 <u>3.9 時間後</u>に生じる最高値は <u>157℃</u>であるが、7 日間以降は 150℃を下回る。</p> <p>※：評価に用いているMAAPコードは、FP 沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内の FP 挙動については、原子力安全基盤機構 (JNES) の</p>	<p><u>熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で</u>、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、<u>427kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており</u>、第 1 表で示すとおり、7 日間 (168 時間) 以降の格納容器圧力は最大で <u>427kPa[gage]</u>となる。代表的に、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第 3 図に示す。</p>  <p style="text-align: center;">第 3 図 原子炉格納容器圧力の推移 (「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>7 日間 (168 時間) 以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第 4 図に示すが、7 日間 (168 時間) 時点で 150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7 日間 (168 時間) 以降は 150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度※) についても、事象発生後約 <u>10 時間後</u>に生じる最高値は約 <u>181℃</u>であるが、7 日間以降は 150℃を下回る。</p> <p>※：評価に用いているMAAPコードは、FP 沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内の FP 挙動については、原子力安全基盤機構 (JNES) の</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による格納容器除熱開始後に注入することとしている ・炉型の違い 【東海第二】 最高使用圧力の相違 ・解析結果の相違 【東海第二】 ・解析結果の相違 【東海第二】

「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



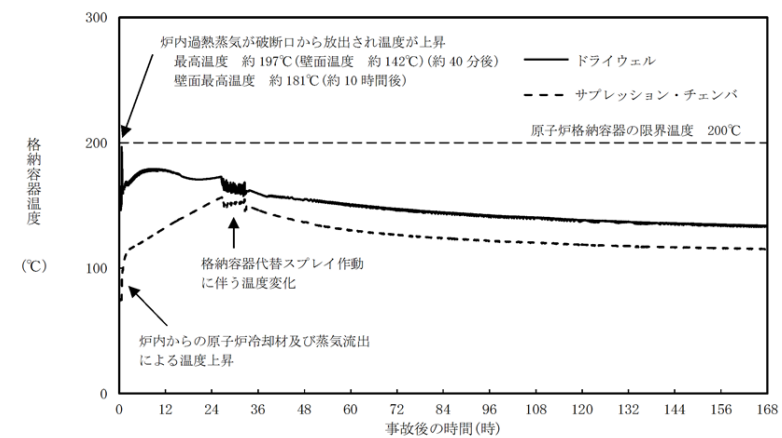
第2図 格納容器雰囲気温度

(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使用できない場合)

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度、累積放射線照射量の関係

事故発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで最大310kPa[gage]となる(MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として200°Cを設定	有効性評価シナリオで150°Cを下回る(MAAP解析結果)

「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。

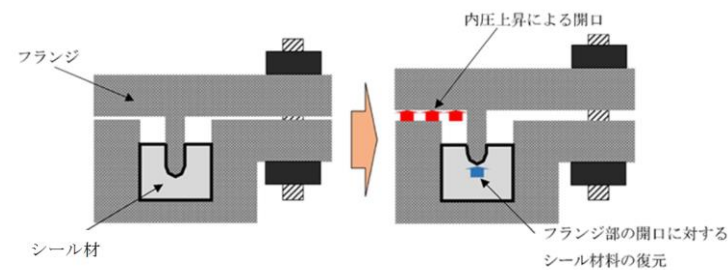


第4図 原子炉格納容器温度の推移(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において残留熱代替除去系を使用しない場合)

- ・解析結果の相違【東海第二】
- ・資料構成の相違【東海第二】
島根2号炉は、第3図の前段に記載

(3) 7日間(168時間)以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい(第2表参照)。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから3.2で示す。



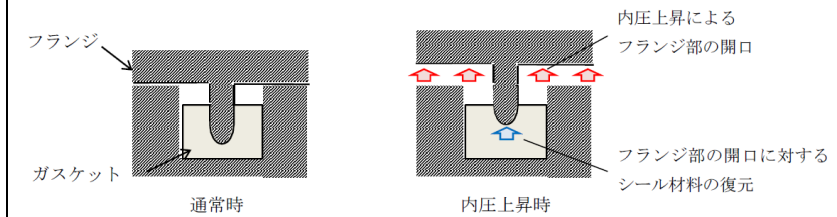
第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側	[]	[]
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側	[]	[]
	外側		
サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側	[]	[]
	外側		

a. 長期(168時間以降)の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第5図の模式図に示す通り、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168h時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約0.3MPaであり開口量は小さい(第2表参照)。



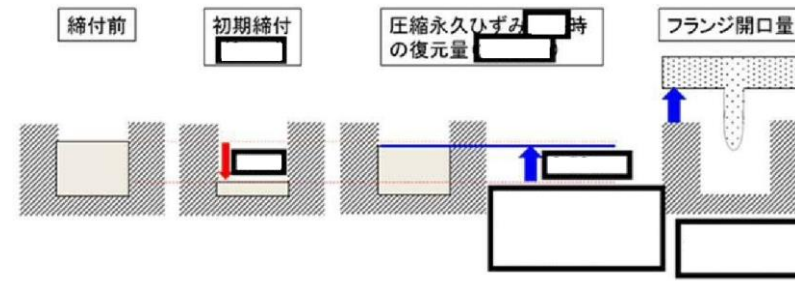
第5図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの168h 時(0.3MPa)	2Pd (0.853MPa)
ドライウエル 主フランジ	内側	[]	[]
	外側		
機器搬入口	内側	[]	[]
	外側		

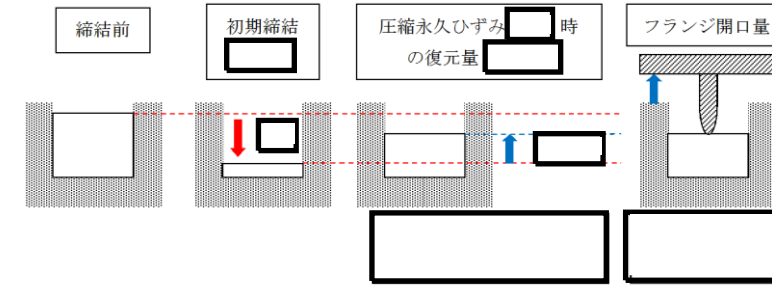
・解析結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
	<p>(4) <u>7日間(168時間)以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について</u></p> <p>格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的(格納容器温度が150℃を下回る状況)な影響を調査する。ここでは、<u>トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。</u></p> <p>第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化</p> <table border="1" data-bbox="934 756 1691 1291"> <thead> <tr> <th>試験時間</th> <th>0~7日</th> <th>7日~14日</th> <th>14日~30日</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験温度</td> <td>200℃</td> <td>150℃</td> <td>150℃</td> </tr> <tr> <td>圧縮永久ひずみ率 [%]</td> <td colspan="3" rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>硬さ</td> </tr> <tr> <td>質量変化率 [%]</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記：γ線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値</p> <p>第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、<u>重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示している</u>と考える。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ <input type="text"/> 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。</p>	試験時間	0~7日	7日~14日	14日~30日	試験温度	200℃	150℃	150℃	圧縮永久ひずみ率 [%]				硬さ	質量変化率 [%]	<p>b. <u>長期(168時間以降)の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について</u></p> <p>原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的(150℃を下回る状況)な影響を調査する。ここでは、<u>ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。</u></p> <p>第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化</p> <table border="1" data-bbox="1736 756 2478 1123"> <thead> <tr> <th>試験時間</th> <th>0日~7日</th> <th>7日~14日</th> <th>14日~30日</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験温度</td> <td>200℃</td> <td>150℃</td> <td>150℃</td> </tr> <tr> <td>圧縮永久ひずみ率 [%]</td> <td colspan="3" rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>硬度変化</td> </tr> <tr> <td>質量変化率 [%]</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記：γ線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値</p> <p>第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、<u>SA後168時間以降における原子炉格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示している</u>と考えている。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ率は <input type="text"/> 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第6図に示しており、第2表で示す168時間以降の原子炉格納容器圧</p>	試験時間	0日~7日	7日~14日	14日~30日	試験温度	200℃	150℃	150℃	圧縮永久ひずみ率 [%]				硬度変化	質量変化率 [%]	
試験時間	0~7日	7日~14日	14日~30日																												
試験温度	200℃	150℃	150℃																												
圧縮永久ひずみ率 [%]																															
硬さ																															
質量変化率 [%]																															
試験時間	0日~7日	7日~14日	14日~30日																												
試験温度	200℃	150℃	150℃																												
圧縮永久ひずみ率 [%]																															
硬度変化																															
質量変化率 [%]																															



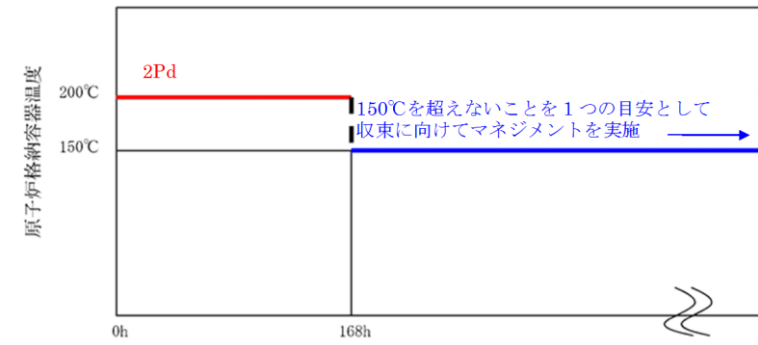
第4図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

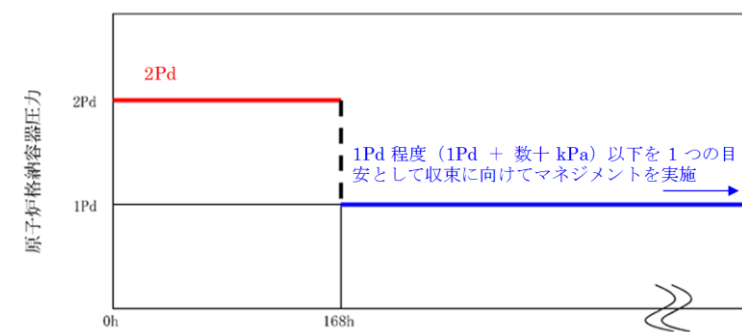


第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

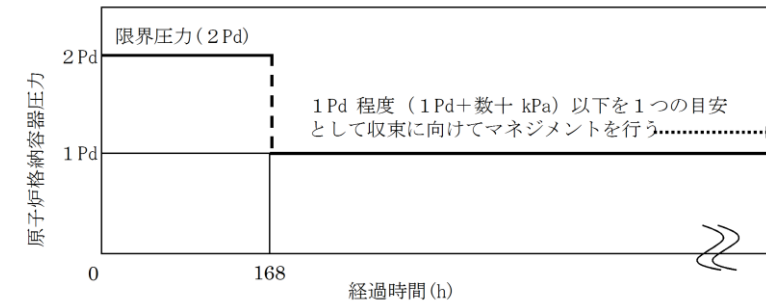
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) <u>7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能について</u></p> <p>(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、格納容器圧力についても<u>ベント操作の有無に関わらず</u>圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で<u>4.3vol%</u>に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。</p> <p>よって、<u>格納容器温度・圧力が評価項目(200℃・2Pd)にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。</u></p> <p><u>7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大きくないことから、最初の7日間(168時間)に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間(168時間)以降の領域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度(1Pd+数十kPa*)以下でプラント状態を運用する。</u></p> <p>※：酸素濃度をドライ換算で<u>4.3vol%</u>以下とする運用の範囲</p>	<p><u><時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方></u></p> <p>有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は原子炉格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、<u>原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。</u>なお、<u>残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。</u></p> <p>よって、当社としては、<u>限界温度・圧力(200℃・2Pd)が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。</u></p> <p><u><168時間以降の考え方></u></p> <p>前述の結果を踏まえ、168時間以降については、<u>原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力については1Pd程度(1Pd+数十kPa*)以下でプラント状態を運用する。</u></p> <p>※酸素濃度をドライ換算で<u>4.4vol%</u>以下とする運用の範囲</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、7日間以降においても1Pd到達までは原子炉格納容器圧力が低下していない</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p>



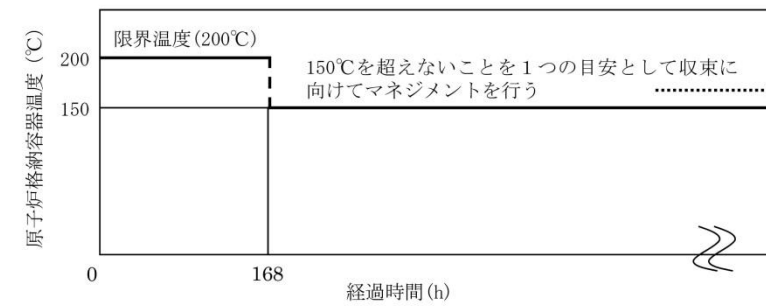
第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方



第7図 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方



第8図 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は第6図に記載

・資料構成の相違
【東海第二】
島根2号炉は第7図に記載

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>(6) 7日間(168時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について</p> <p>時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、<u>トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。</u></p> <p>第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係</p> <table border="1" data-bbox="937 867 1688 1081"> <thead> <tr> <th>累積放射線照射量</th> <th>ひずみ率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>試験条件 雰囲気：蒸気環境 温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間</p>	累積放射線照射量	ひずみ率							<p><7日間(168時間)以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について></p> <p>時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、<u>ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。</u></p> <p>第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係</p> <table border="1" data-bbox="1754 879 2451 1068"> <thead> <tr> <th>累積放射線照射量</th> <th>ひずみ率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>試験条件 雰囲気：蒸気環境 温度・劣化時間：200℃・168時間+150℃・168時間</p>	累積放射線照射量	ひずみ率							
累積放射線照射量	ひずみ率																		
累積放射線照射量	ひずみ率																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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) <u>格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応</u></p> <p><u>炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol% (ドライ条件) 到達で格納容器ベントを実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度 4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 (以下「窒素注入」という。) を実施することとしている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。</u></p> <p>a. <u>窒素注入の判断基準と作業時間について</u></p> <p><u>窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。</u></p> <p>(a) <u>窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度3.5vol%</u></p> <p>(b) <u>窒素注入の開始基準：酸素濃度4.0vol%</u></p> <p><u>「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間 (約360分) 確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。</u></p>		<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う</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 align="center">第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="943 325 1676 499"> <thead> <tr> <th>酸素濃度</th> <th>到達時間</th> <th>窒素注入準備の余裕時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3.5vol%</td> <td>約15時間</td> <td rowspan="2">約6時間</td> </tr> <tr> <td>4.0vol%</td> <td>約21時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について</p> <p><u>窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準、実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差(約0.6vol%)を考慮しても、可燃限界領域(酸素濃度5.0vol%以上)に到達することなく、窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。</u></p> <p align="center">第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について</p> <table border="1" data-bbox="943 934 1676 1192"> <thead> <tr> <th>操作</th> <th>実施基準 : 計装の読み取り値</th> <th>実施基準の設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準</td> <td>酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※</td> <td>可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>窒素注入開始基準</td> <td>酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※</td> <td>格納容器ベントの開始基準の到達前を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント開始基準</td> <td>酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※</td> <td>計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定</td> </tr> </tbody> </table>	酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間	3.5vol%	約15時間	約6時間	4.0vol%	約21時間	操作	実施基準 : 計装の読み取り値	実施基準の設定根拠	可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定	窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定	格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定		
酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間																					
3.5vol%	約15時間	約6時間																					
4.0vol%	約21時間																						
操作	実施基準 : 計装の読み取り値	実施基準の設定根拠																					
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定																					
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定																					
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定																					