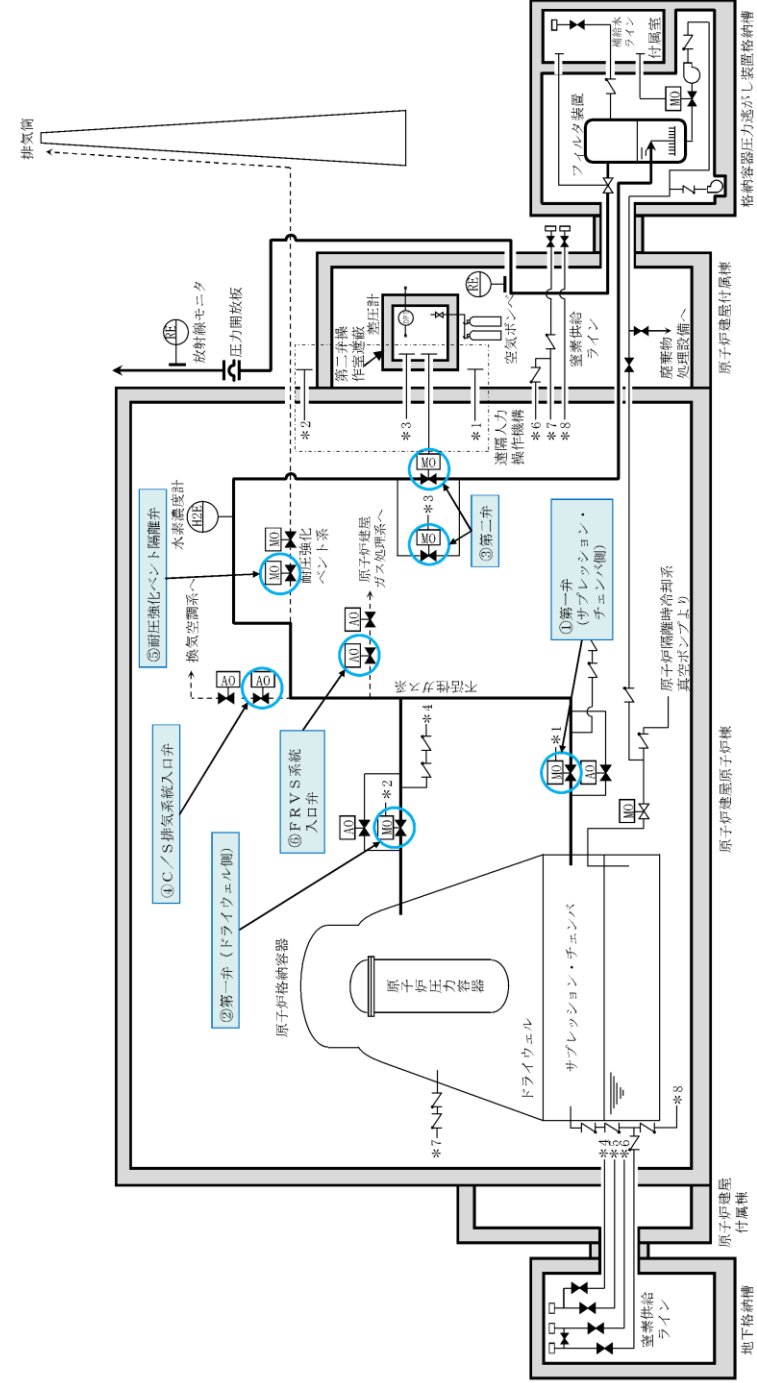
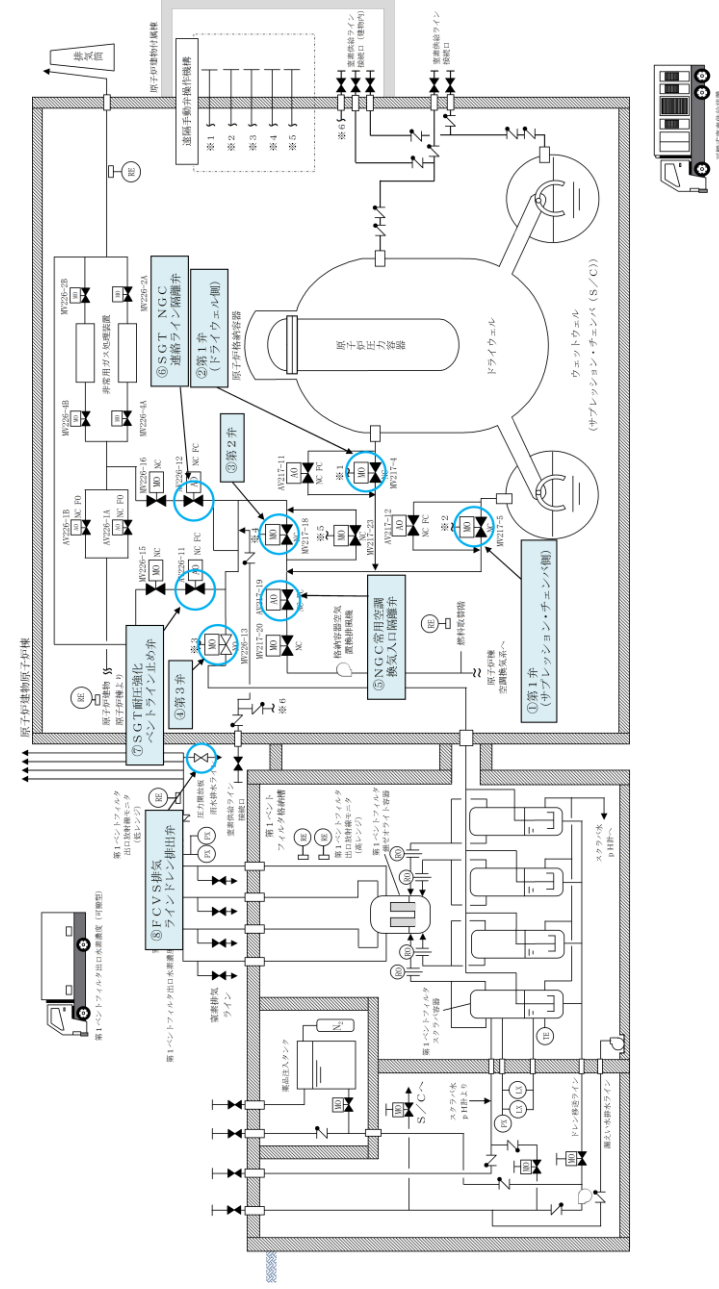


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1516 268 1697 296">添付資料 1.7.6</p> <p data-bbox="1145 310 1486 338">格納容器ベント操作について</p> <p data-bbox="961 491 1697 701">格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッショ ン・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りあ るが、サブプレッショ ン・プールにおけるスクラビング効果（エア ロゾル等の低減効果）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。</p> <p data-bbox="961 716 1697 789">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。</p> <p data-bbox="961 1121 1697 1331">また、<u>第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時 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 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 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 る。</u></p> <p data-bbox="961 1793 1697 1913">なお、<u>ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止 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 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 data-bbox="2309 268 2490 296">添付資料 1.7.8</p> <p data-bbox="1938 310 2279 338">格納容器ベント操作について</p> <p data-bbox="1724 491 2490 701">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 ン・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りある 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。</p> <p data-bbox="1724 716 2490 789">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。</p> <p data-bbox="1724 1121 2490 1194">また、<u>ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、 第2弁から実施する。</u></p> <ul data-bbox="1760 1209 2490 1780" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1760 1209 2490 1419">・<u>現場の雰囲気線量を考慮した操作手順</u> <u>第1弁</u>から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気 (放射性物質を含む)が原子炉建物原子炉棟内の系統配管 内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可 能性がある。 <li data-bbox="1760 1434 2490 1556">・<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 め、第2弁</u>から開操作を実施する。 <li data-bbox="1760 1570 2490 1780">・<u>現場での手動操作時間を考慮した操作手順</u> <u>第1弁</u>から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に 蒸気圧がかかり、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)を実施する際、操作に時間を要す る可能性がある。 <p data-bbox="1724 1793 2490 1866">なお、<u>ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウ ンダリ範囲を通常時と同様にするためである。</u></p>	<ul data-bbox="2516 268 2789 1913" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2516 268 2789 478">・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 <li data-bbox="2516 716 2789 1136">・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 ン・チェ ンバ側ベントとドライ ウエル側ベントでタイ ミングが変わらない <li data-bbox="2516 1163 2789 1556">・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 <li data-bbox="2516 1793 2789 1913">・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</u> (操作対象箇所) を第1図に示す。</p>	<p><u>格納容器フィルタベント系の系統概要図</u> (操作対象箇所) を第1図に示す。</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 格納容器フィルタベント系の系統概要図 (操作対象箇所)

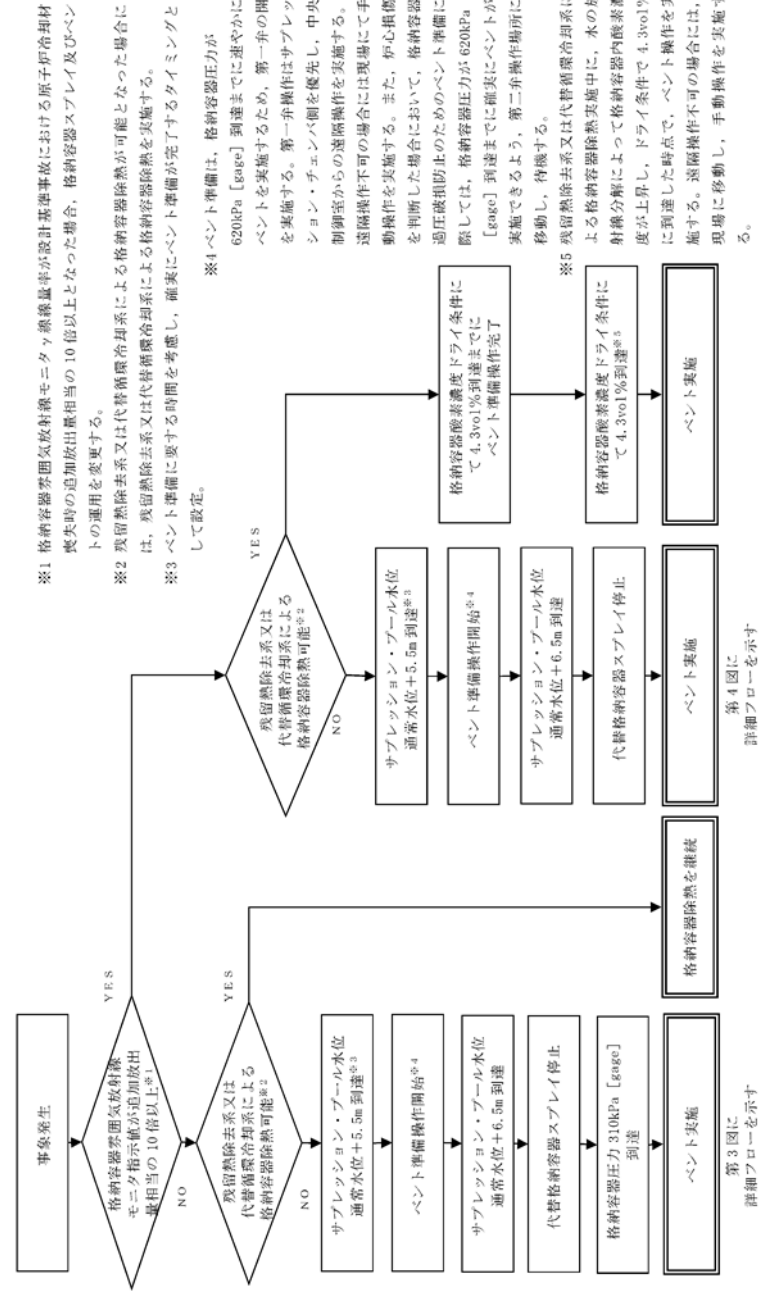
・運用の相違
【東海第二】
 設計方針の相違による系統構成の相違

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</p> <p><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</p> <p><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></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合は、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></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</p> <p>【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</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】 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</p> <p>【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																						

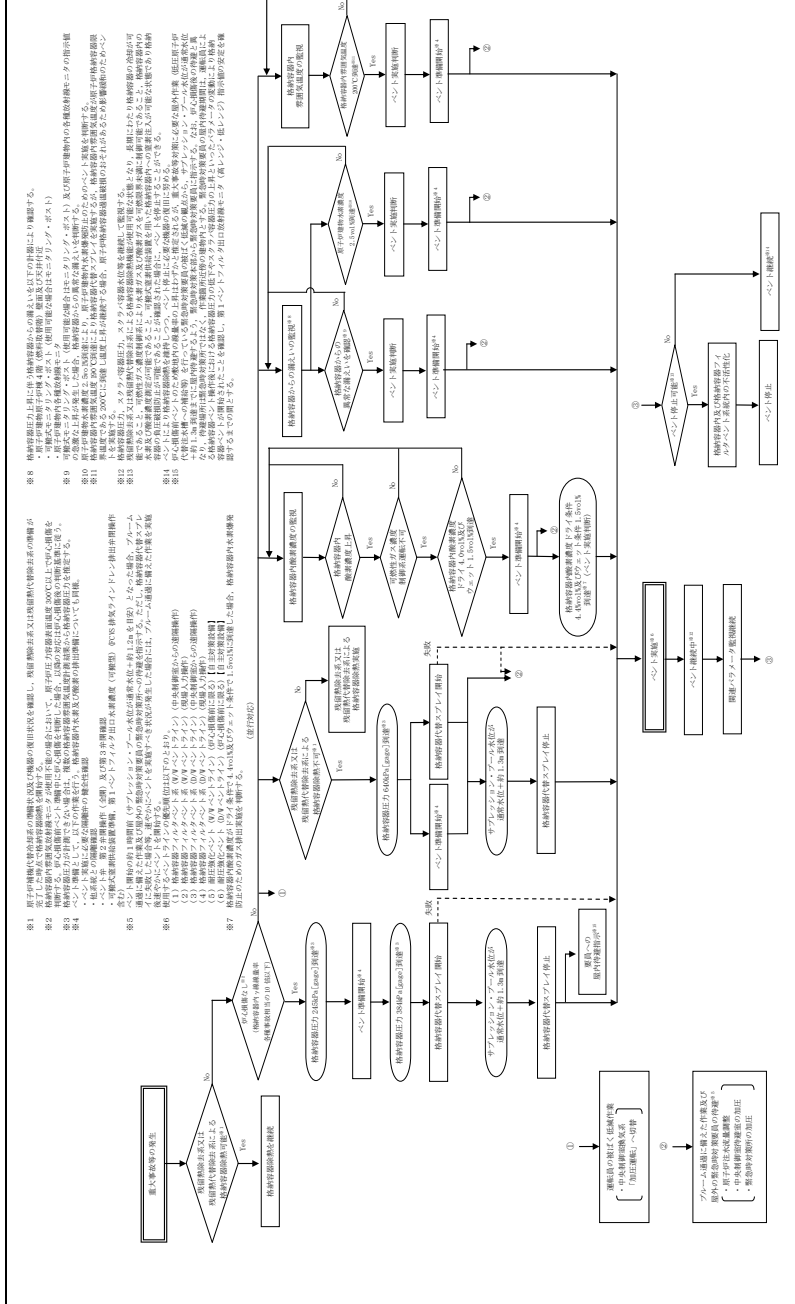
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																											
<p>また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の4vol%を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%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、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、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4.4vol%及びウェット条件にて1.5vol%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="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、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>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4.4vol%及びウェット条件にて1.5vol%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="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、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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【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 運用の相違 【東海第二】⑮の相違 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】原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違
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																																													
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、<u>可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物原子炉棟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</u>。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</p>	<p><u>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、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、<u>可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物原子炉棟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</u>。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</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>ら、フィル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>	



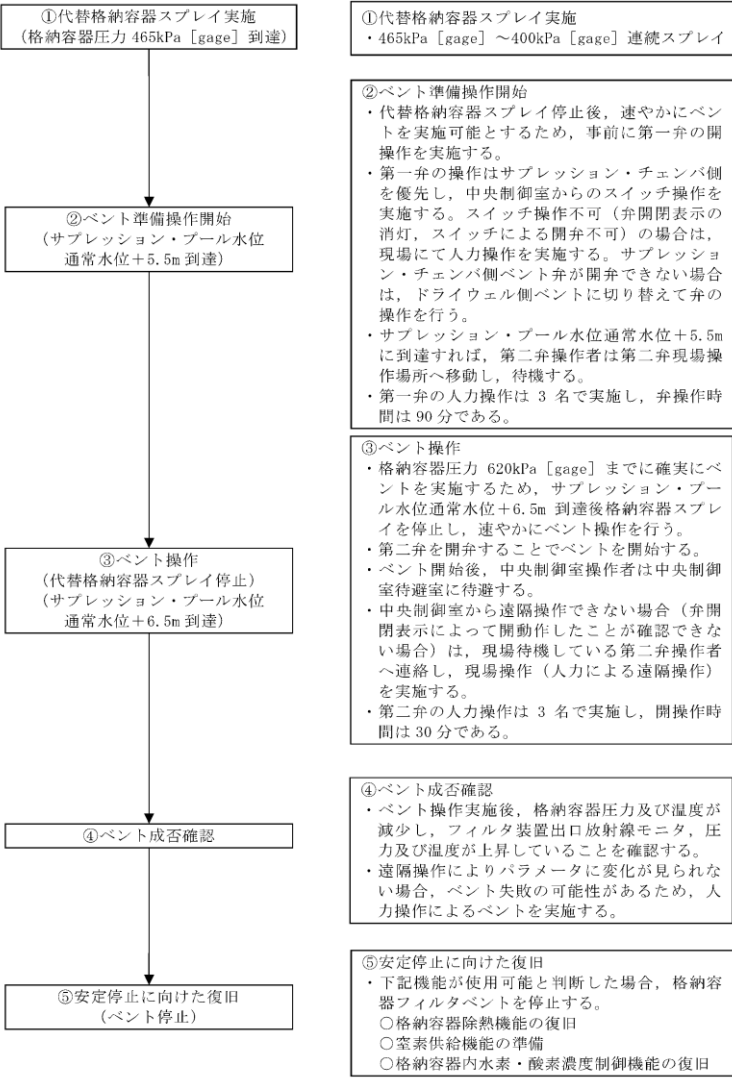
第2図 ベント実施の判断フロー



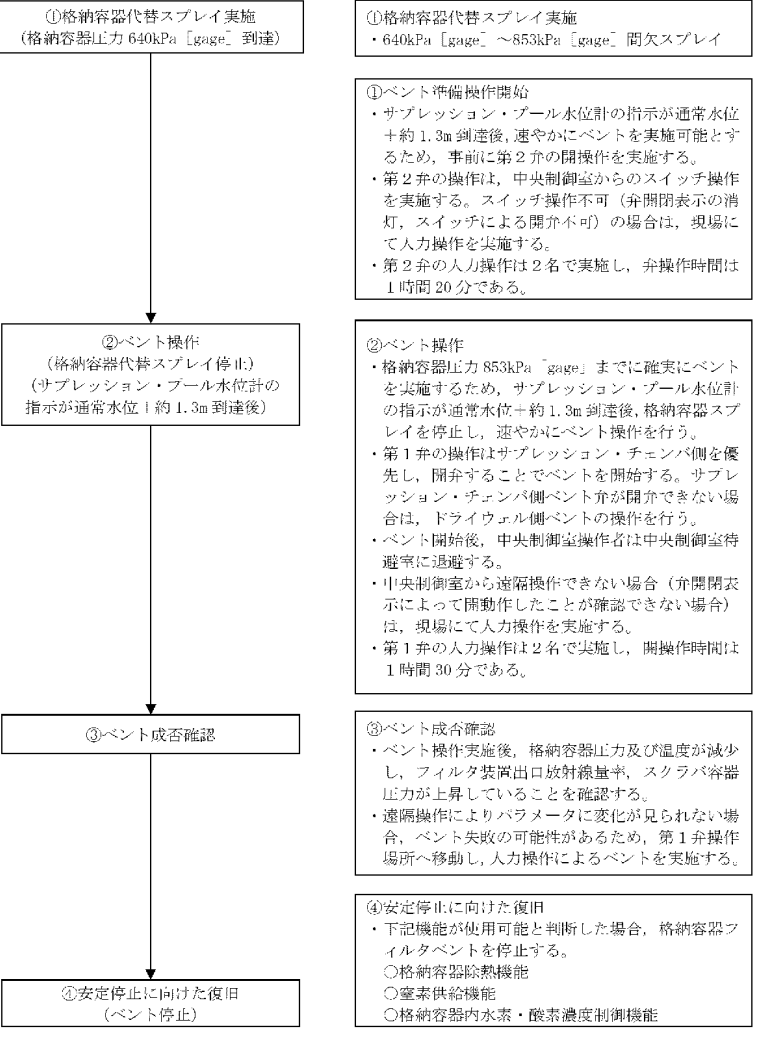
第2図 ベント実施の判断フロー

・運用の相違
【東海第二】
ベント実施基準等の相違

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>



第 4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー



第 4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

・運用の相違
【東海第二】
ベント実施基準の相違
・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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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="964 552 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="1736 552 2427 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</u>として、サブプレッション・チェンバからとドライウェ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。 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、ドライウェ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</u>に関しては、<u>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2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2弁の人力による開操作を実施する。 また、<u>格納容器フィルタベント系の放出経路</u>として、サブプレッション・チェンバからとドライウェ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。 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、ドライウェ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、<u>個人線量計</u>、綿手袋、<u>ゴム手袋</u>、<u>汚染防護服</u>であり、<u>着用時間は約 6 分</u>である。</p> <p><u>d. 可搬型重大事故等対処設備（第1ベントフィルタ出口水素濃度（可搬型）</u>、<u>可搬式窒素供給装置</u>）準備 <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第1ベントフィルタ出口水素濃度（可搬型）を準備する。また、第1ベントフィルタ出口水素濃度（可搬型）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、<u>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4.3vol%に到達する時間を予測し、4.3vol%到達までにベント準備を完了させる。</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>サブプレッション・プール水位</u> ・<u>格納容器内酸素濃度 (SA)</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 (SA)</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</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】 ベント準備判断基準の相違</p> <p>・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。	【伊心損傷前】 伊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			【伊心損傷後】 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。	【伊心損傷前】 伊心損傷していないため、高線量となることはない。 【伊心損傷後】 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消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)		【伊心損傷前】 伊心損傷していないため、高線量となることはない。 【伊心損傷後】 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	【伊心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【伊心損傷後】 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)	原子炉建屋付属棟	通常運転中と同程度	【伊心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【伊心損傷後】 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 (第1ベントフィルタ出口水素濃度 (可搬型)、可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【伊心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【伊心損傷後】 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：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

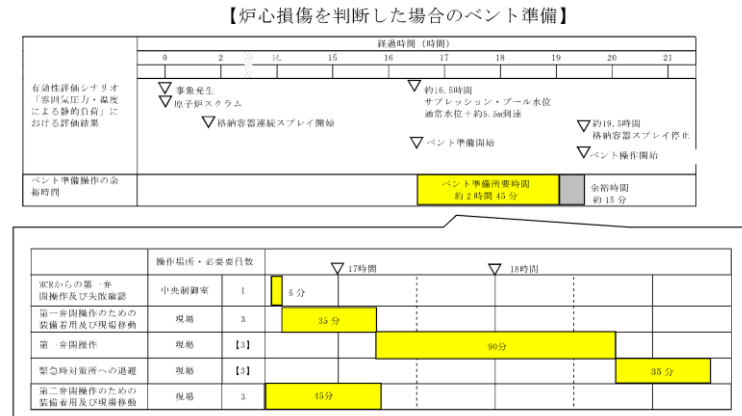
・運用の相違
【東海第二】
島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施 (準備操作含む) の被ばく評価結果を考慮し、第2弁 (ベント装置側) から開操作する

・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ブプレッション・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ブプレッション・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])	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：サブプレッション・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】

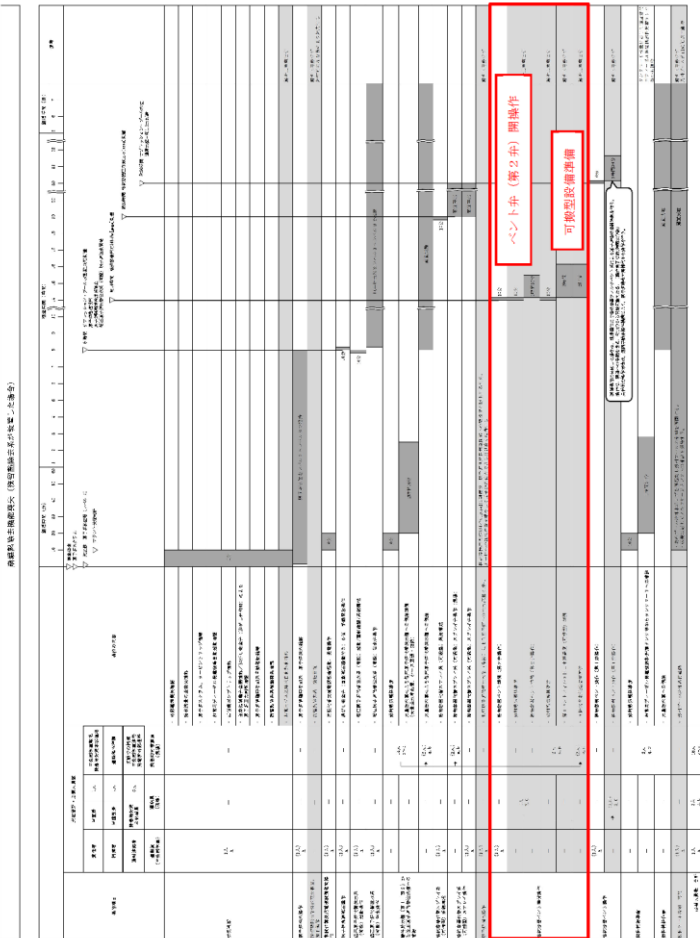
島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載

・記載表現の相違

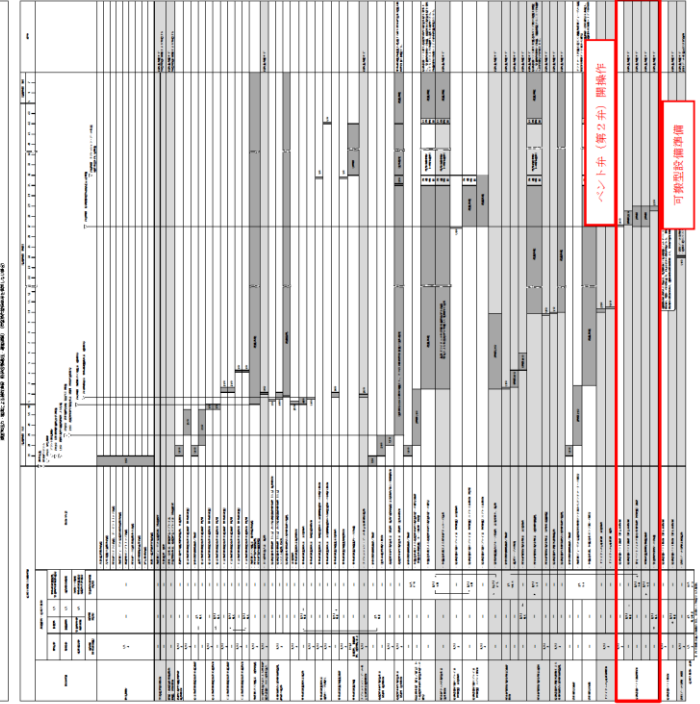
【東海第二】

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ブプレッション・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="1733 1444 2475 1587"> <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：サブプレッション・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
			<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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p style="color: red; text-align: center;">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>	<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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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、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、<u>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><u>(a) 炉心損傷なしの場合</u></p> <p><u>i) 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><u>(b) 炉心損傷を判断した場合</u></p> <p><u>i) 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。したがって、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</u></p> <p><u>ii) 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><u>(1) 炉心損傷なしの場合</u></p> <p><u>a. 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><u>(2) 炉心損傷を判断した場合</u></p> <p><u>a. 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。したがって、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><u>b. 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。	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。

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	放射線線量	照明	その他	
第1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> <p style="text-align: center;">第6図 ベント実施のタイムチャート</p>		<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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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>第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</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、第8表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="964 499 1656 865"> <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、第9表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="1736 499 2469 865"> <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>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)</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	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)	モニタリング・ポスト	<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																										
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)																										
モニタリング・ポスト																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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. <u>ベント停止操作</u></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 <u>ベント停止のために必要な機能及び設備</u></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 <u>確認パラメータ (ベント停止時)</u></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. <u>ベント停止操作</u></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 <u>ベント停止のために必要な機能及び設備</u></p> <table border="1" data-bbox="1739 695 2466 1083"> <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 <u>確認パラメータ (ベント停止時)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 1173 2472 1362"> <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="2">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> <td rowspan="3">可燃限界未満であること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ出口水素濃度</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)	可燃限界未満であること。	格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ出口水素濃度	<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)	可燃限界未満であること。																																															
格納容器水素濃度 (SA)																																																
第1ベントフィルタ出口水素濃度																																																

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>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格納容器内水素濃度・酸素濃度により、格納容器内の水素・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 ライトを走行しているため、建屋内外非常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。
室表供給操作	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。
室表供給操作	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。
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 1mSv 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】

o. ベント停止後の操作
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。

第12表 確認パラメータ (ベント停止後)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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。

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。

第8図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。

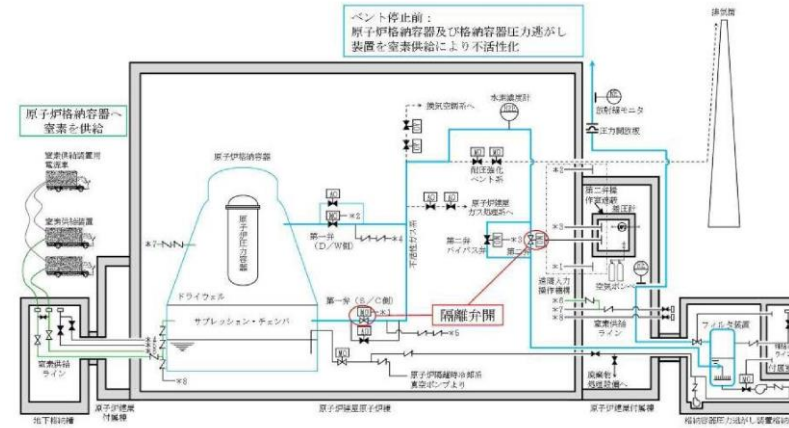
14. ベント停止後の操作
ベント停止後は、第13表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

第13表 確認パラメータ (ベント停止後)

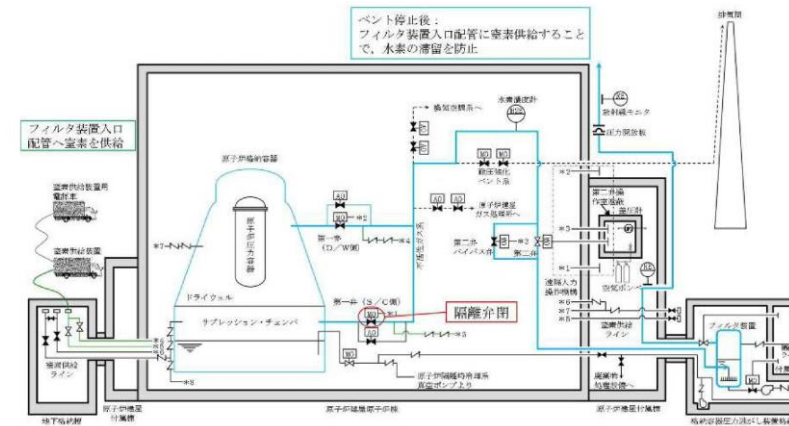
監視パラメータ	監視理由
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
第1ベントフィルタ出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	指示値が安定していることを監視する。
モニタリング・ポスト	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	

・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

・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



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: center;">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: center;">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, TB U, 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><u>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。</u></p> <p><u>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ると考えられる。</u></p> <p><u>※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え、ここでの考察から除外した。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。</u></p> <p><u>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熔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えられるものの、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。</u></p> <p><u>熔融炉心落下時のペDESTAL水位は、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考慮し、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。</u></p> <p><u>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。</u></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 642"> <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>原子炉圧力容器</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イ冷却系 (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>原子炉圧力容器</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)	原子炉圧力容器	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イ冷却系 (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	原子炉圧力容器	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)	原子炉圧力容器	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イ冷却系 (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	原子炉圧力容器	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>

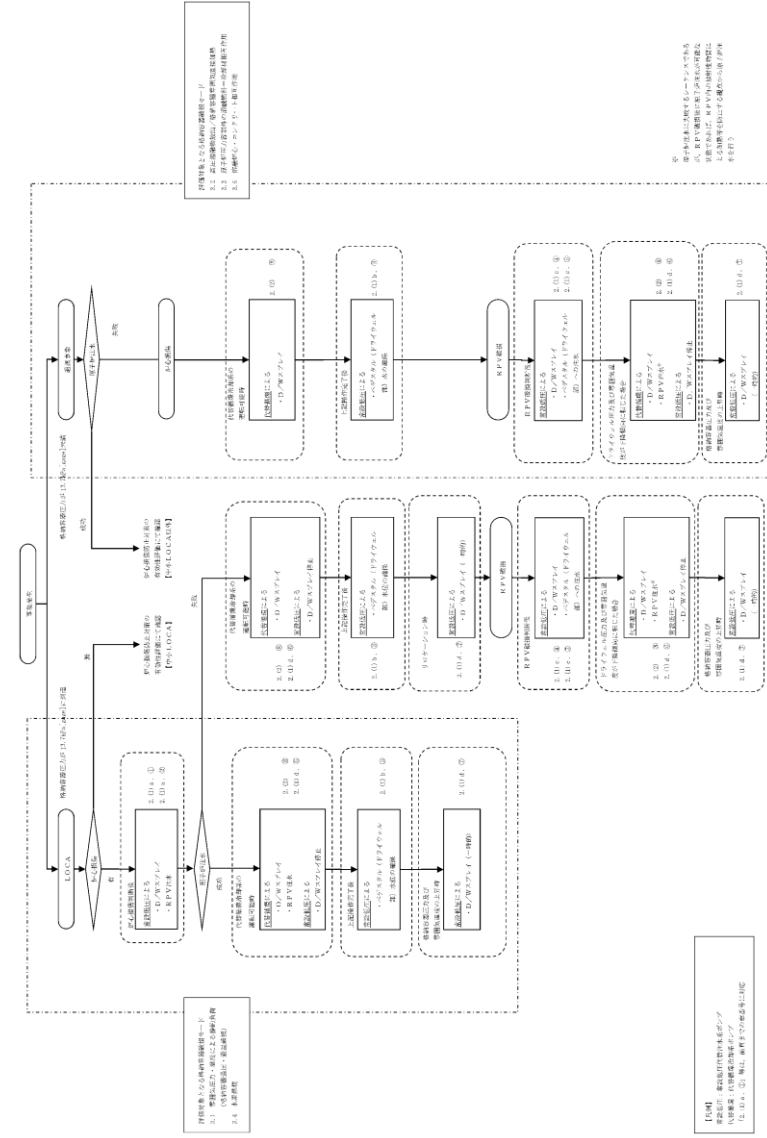
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。</u></p> <p><u>b. 原子炉圧力容器破損前の対応について</u></p> <p><u>③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><u>c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について</u></p> <p><u>④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><u>⑤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】</p> <p>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に水張りをする運用としている。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】</p> <p>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. <u>本システムの停止及び一時的な運転について</u></p> <p><u>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</u></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、原子炉格納容器下部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原子炉格納容器下部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、確実に原子炉格納容器下部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原子炉格納容器下部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 原子炉格納容器下部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、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する前に、原子炉格納容器下部に約3.8m（制御棒駆動機構搬出入口下端位置）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、仮に原子炉格納容器下部注水を入れすぎたとしても制御棒駆動機構搬出入口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、原子炉格納容器下部の内側鋼板の最大応力は14MPaであり、原子炉格納容器下部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。原子炉格納容器下部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>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】</p>

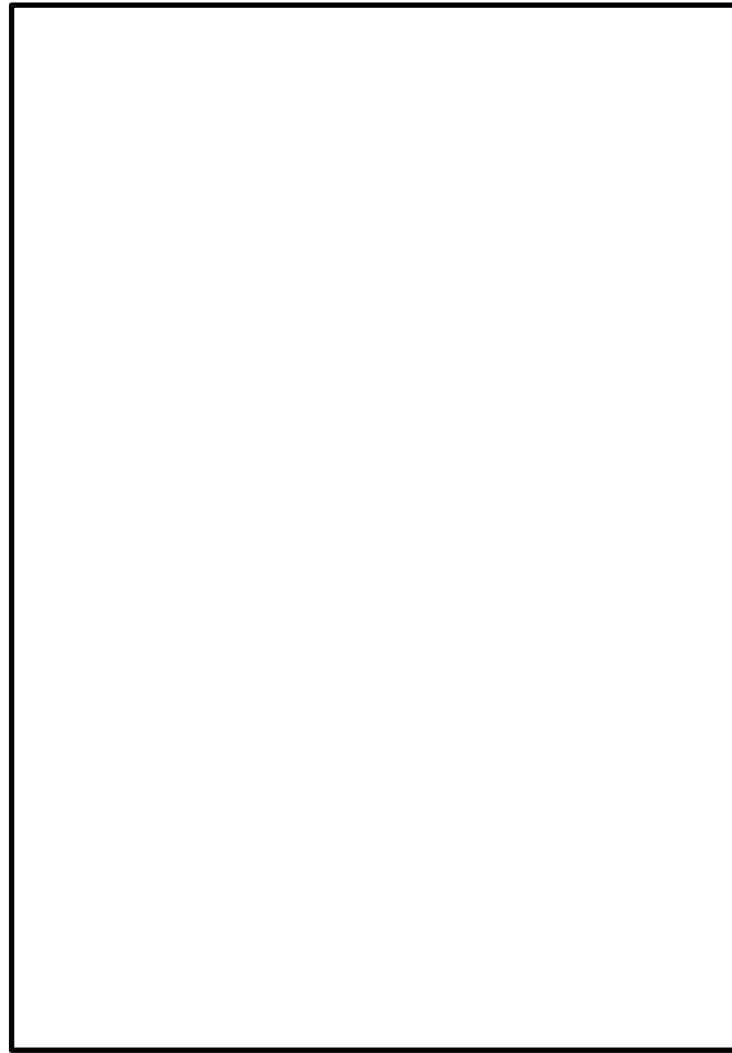
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>転継続によりサブプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器ベントを遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。</u></p> <p><u>⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）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系統であり、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、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。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><u>優先順位 1 : D/Wスプレイ</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・開始条件 : <u>格納容器圧力 640kPa (1. 5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上</u> ・停止条件 : <u>格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下</u> ・流量 : <u>120m³/h</u> <p><u>優先順位 2 : 原子炉格納容器下部注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : <u>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</u> <p><u>優先順位 3 : R P V破損後の R P Vへの注水</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・流量 : <u>15m³/h (S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水)</u> <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>	

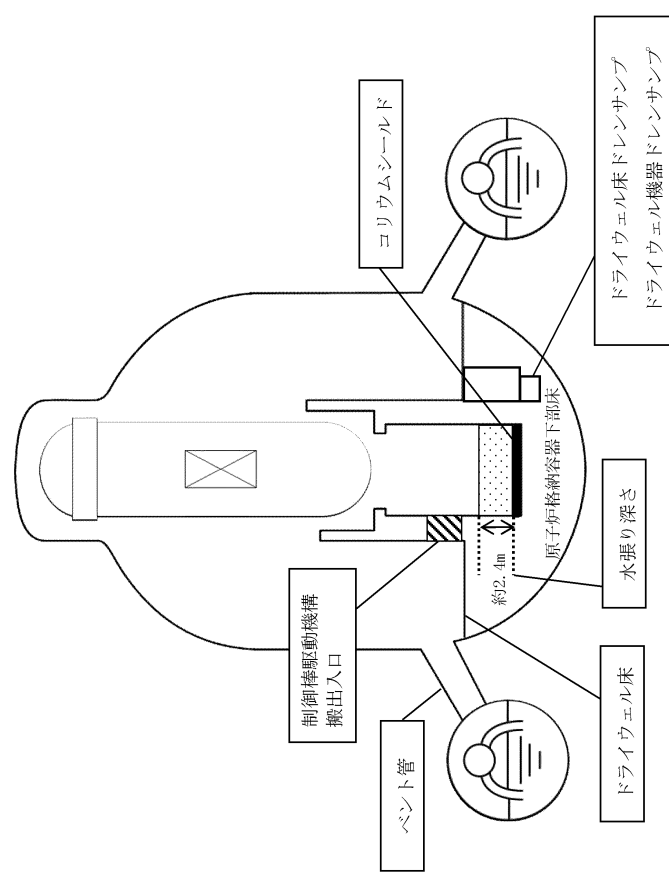
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。</p> <p>D / Wスプレイまたは注水により、S / C水位が通常水位＋約1.3mに到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続し、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を継続する。</p> <p>以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、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 data-bbox="2418 861 2478 1260">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）

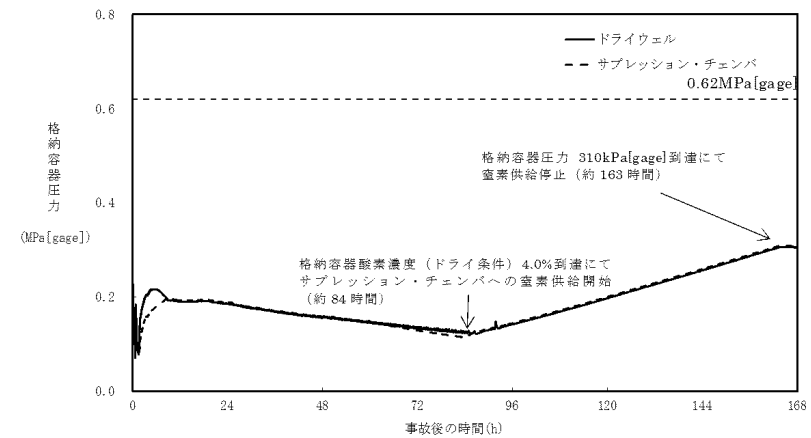
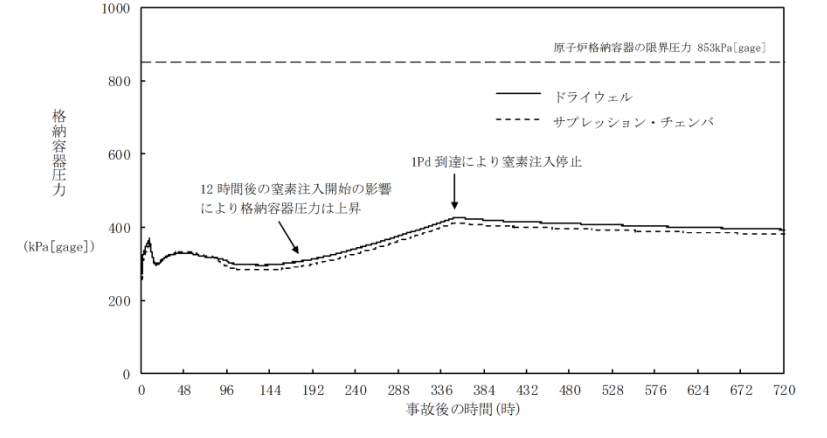
7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、残留

・炉型の違い

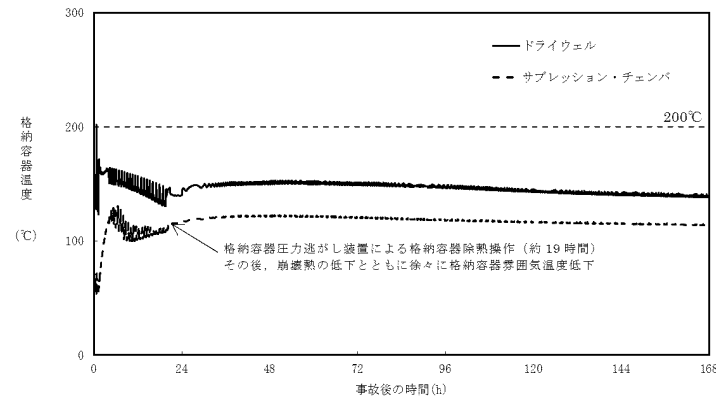
【東海第二】
柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）と島根2号炉（Mark-I改）の最高使用圧力の相違

・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</u>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、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</u>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、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>	<p>・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</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p>

「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。



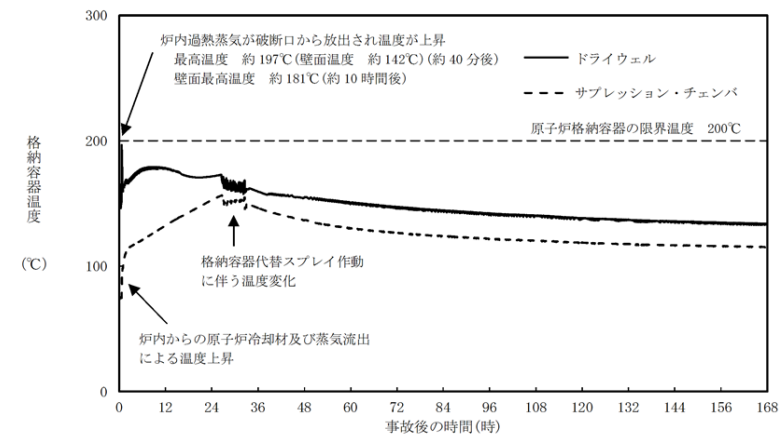
第2図 格納容器雰囲気温度

(「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。



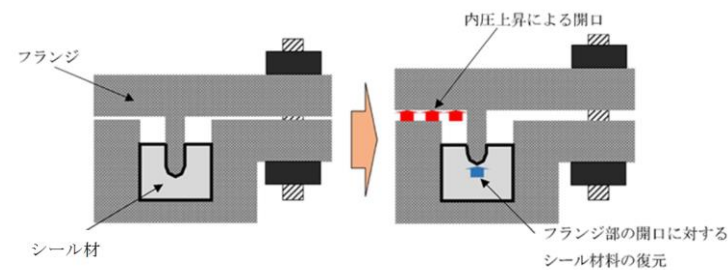
第4図 原子炉格納容器温度の推移(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において残留熱代替除去系を使用しない場合)

・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。



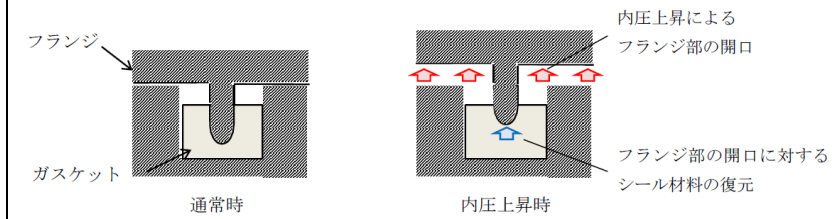
第3図 シール部の機能維持確認の模式図

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)。



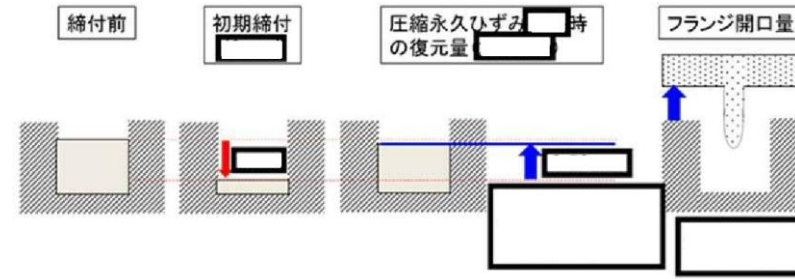
第5図 シール部の機能維持確認の模式図

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		

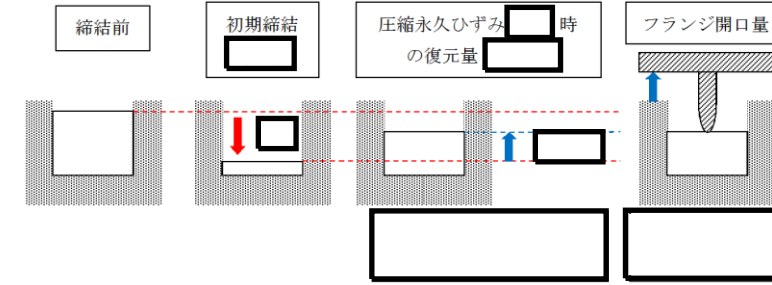
・解析結果の相違
【東海第二】

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 1676 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。</u>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と考ええる。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。</u>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 [%]																															



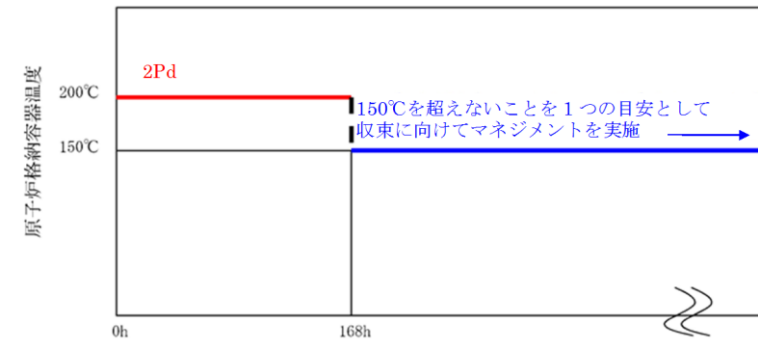
第4図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

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。

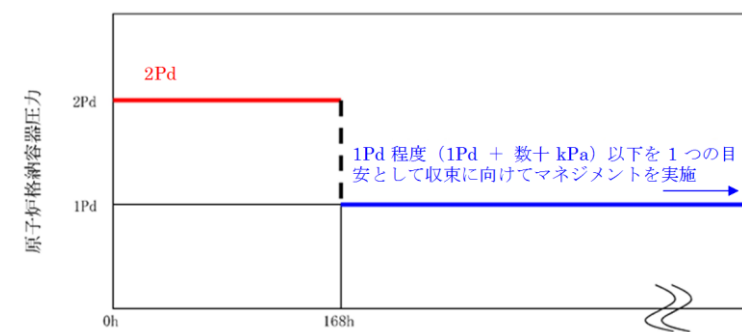


第6図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

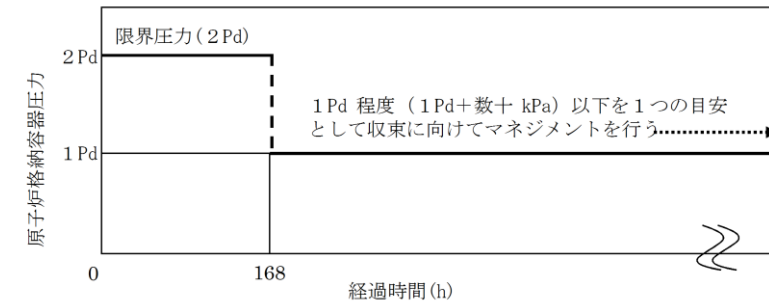
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) <u>7日間(168時間)以降の格納容器の閉じ込め機能について</u></p> <p>(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間(168時間)以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、格納容器圧力についても<u>ベント操作の有無に関わらず</u>圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、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>



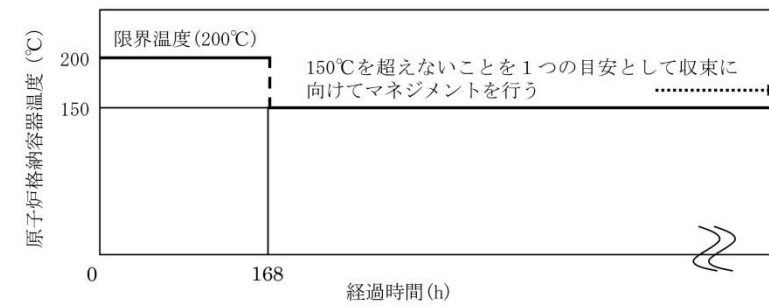
第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



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="934 871 1691 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> <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="1751 882 2448 1071"> <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> <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><u>a. 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><u>(a) 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><u>(b) 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"><u>第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="943 321 1673 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><u>b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について</u></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"><u>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</u></p> <table border="1" data-bbox="943 934 1673 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																					

添付資料 1.7.4-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 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	(c) フィルタ装置水位調整 (水張り)	フィルタ装置の水位が1000mm(通常水位)を下回ると判断した場合
	(d) フィルタ装置水位調整 (水抜き)	フィルタ装置の水位が2200mm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 [] に到達すると判断した場合
	(f) フィルタ装置水位調整 (水抜き)	フィルタ装置の水位が2200mmに到達すると判断し、排水を行った場合
	(g) ドレン移送ライン室排水ガスバース	FCVS フィルタメント装置、ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の「全閉」操作完了後
	(h) ドレンタンク水抜き	ドレンタンクの水位が 3000mmに到達すると判断した場合

添付資料 1.7.10

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順	判断基準記載内容	解釈
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) 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	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下 原子炉圧力容器温度が300℃以上 サブプレッジョン・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合 原子炉圧力容器温度が300℃以上
	(b) 第二弁操作室の正圧化	サブプレッジョン・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合
	(c) フィルタ装置スクラビング水補給	原子炉圧力容器温度が300℃以上
	(d) 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	原子炉格納容器内の圧力が310kPa [Leage] (IPD) 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酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合
	(e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	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

添付資料 1.7.10-1

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.7.2.1 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	(b) 第一弁トフフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	スクラバ容器の水位の水位低警報が発報した場合
	(c) 第一弁トフフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)	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
	(e) 第一弁トフフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整	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
	(b) 格納容器フィルタメント系による格納容器内の減圧及び除熱	スクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合
	(c) 第一弁トフフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)	スクラバ容器の水位が [] mm に到達すると判断した場合

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

・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

・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、窒素ガスパージは不要

・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
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載

判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順	手順	判断基準記載内容	解釈
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	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
	c. サプレッション・プ ール水pH制御装置による薬液注 入		
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)	原子炉圧力容器温度が格納 容器雰囲気放射線モニタの 使用不能時に300℃以上	原子炉圧力容器温度が格納 容器雰囲気放射線モニタの 使用不能時に300℃以上
	(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)	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	サプレッション・プ ール水位指示値が格納容器 ベント準備実施の判断基準 である通常水位+5.5mに 到達した場合

・記載表現の相違
【柏崎6/7,東海第二】
 島根2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 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、記載しない

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	手続	操作手順記載内容	解釈
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)	原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gauge] (1Pd) ~13.7kPa [gauge] の間で制御	フィルタ装置水位指示値が1000~1500mm
	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(現場操作)	原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達	フィルタ装置の水位が1000mmを下回り500mmに到達する前
	c. サプレッション・ブール水 pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置の水位が2200mmに到達
	d. ドライウェル pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	フィルタ装置金属フィルタの差圧が□に到達

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	手続	操作手順記載内容	解釈
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) 全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(現場操作)	原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gauge] (1Pd) ~13.7kPa [gauge] の間で制御	待機時水位下限である2,530mm以上
	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(現場操作)	原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達	ドライウェル圧力又はサプレッション・ブール圧力指示値が不活性ガス(窒素)注入完了の判断基準である310kPa [gauge] (1Pd) に到達
	c. サプレッション・ブール水 pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	ドライウェル圧力又はサプレッション・ブール圧力指示値が不活性ガス(窒素)注入完了の判断基準である310kPa [gauge] (1Pd) に到達
	d. ドライウェル pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	手続	操作手順記載内容	解釈
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. 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)	原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gauge] (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	1700 mm ~ 1900 mmに到達したこと
	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(現場操作)	原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gauge] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達	□以上
	c. サプレッション・ブール水 pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	必要量が注入されたことを重液タンクレベルで確認後
	d. ドライウェル pH調整	フィルタ装置水位調整(水抜き)	原子炉格納容器内の水素濃度指示値が格納容器レベルで確認後

- ・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
設備及び運用の相違による判断基準の相違
- ・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】
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、記載しない
- ・記載表現の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載
- 【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は、格納容器内 pH 制御について、操作手順の解釈一覧 (1 / 2) に記載

操作の成立性の解釈一覧

手順	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	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)	操作の成立性記載内容	解釈
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 (現場操作)	サブプレッジョン・プールの水位指示値が通常水位 +5.5mに到達	サブプレッジョン・プールの水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位 +5.5mに到達
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)	サブプレッジョン・プールの水位指示値が通常水位 +6.5mに到達	サブプレッジョン・プールの水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位 +6.5mに到達

・記載表現の相違
【東海第二】
島根2号炉は、本文中において数値を示していない項目についてのみ解釈一覧にて記載

各号炉の弁番号及び弁名称一覧表 (3/3)

弁番号	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号	弁名称
21-30-0103	原子炉冷却系圧力調整弁 (A)	21-30-0103	原子炉冷却系圧力調整弁 (A)	21-30-0103	原子炉冷却系圧力調整弁 (A)
21-30-0104	原子炉冷却系圧力調整弁 (B)	21-30-0104	原子炉冷却系圧力調整弁 (B)	21-30-0104	原子炉冷却系圧力調整弁 (B)
21-30-0105	原子炉冷却系圧力調整弁 (C)	21-30-0105	原子炉冷却系圧力調整弁 (C)	21-30-0105	原子炉冷却系圧力調整弁 (C)
21-30-0106	原子炉冷却系圧力調整弁 (D)	21-30-0106	原子炉冷却系圧力調整弁 (D)	21-30-0106	原子炉冷却系圧力調整弁 (D)
21-30-0107	原子炉冷却系圧力調整弁 (E)	21-30-0107	原子炉冷却系圧力調整弁 (E)	21-30-0107	原子炉冷却系圧力調整弁 (E)
21-30-0108	原子炉冷却系圧力調整弁 (F)	21-30-0108	原子炉冷却系圧力調整弁 (F)	21-30-0108	原子炉冷却系圧力調整弁 (F)
21-30-0109	原子炉冷却系圧力調整弁 (G)	21-30-0109	原子炉冷却系圧力調整弁 (G)	21-30-0109	原子炉冷却系圧力調整弁 (G)
21-30-0110	原子炉冷却系圧力調整弁 (H)	21-30-0110	原子炉冷却系圧力調整弁 (H)	21-30-0110	原子炉冷却系圧力調整弁 (H)
21-30-0111	原子炉冷却系圧力調整弁 (I)	21-30-0111	原子炉冷却系圧力調整弁 (I)	21-30-0111	原子炉冷却系圧力調整弁 (I)
21-30-0112	原子炉冷却系圧力調整弁 (J)	21-30-0112	原子炉冷却系圧力調整弁 (J)	21-30-0112	原子炉冷却系圧力調整弁 (J)
21-30-0113	原子炉冷却系圧力調整弁 (K)	21-30-0113	原子炉冷却系圧力調整弁 (K)	21-30-0113	原子炉冷却系圧力調整弁 (K)
21-30-0114	原子炉冷却系圧力調整弁 (L)	21-30-0114	原子炉冷却系圧力調整弁 (L)	21-30-0114	原子炉冷却系圧力調整弁 (L)
21-30-0115	原子炉冷却系圧力調整弁 (M)	21-30-0115	原子炉冷却系圧力調整弁 (M)	21-30-0115	原子炉冷却系圧力調整弁 (M)
21-30-0116	原子炉冷却系圧力調整弁 (N)	21-30-0116	原子炉冷却系圧力調整弁 (N)	21-30-0116	原子炉冷却系圧力調整弁 (N)
21-30-0117	原子炉冷却系圧力調整弁 (O)	21-30-0117	原子炉冷却系圧力調整弁 (O)	21-30-0117	原子炉冷却系圧力調整弁 (O)
21-30-0118	原子炉冷却系圧力調整弁 (P)	21-30-0118	原子炉冷却系圧力調整弁 (P)	21-30-0118	原子炉冷却系圧力調整弁 (P)
21-30-0119	原子炉冷却系圧力調整弁 (Q)	21-30-0119	原子炉冷却系圧力調整弁 (Q)	21-30-0119	原子炉冷却系圧力調整弁 (Q)
21-30-0120	原子炉冷却系圧力調整弁 (R)	21-30-0120	原子炉冷却系圧力調整弁 (R)	21-30-0120	原子炉冷却系圧力調整弁 (R)
21-30-0121	原子炉冷却系圧力調整弁 (S)	21-30-0121	原子炉冷却系圧力調整弁 (S)	21-30-0121	原子炉冷却系圧力調整弁 (S)
21-30-0122	原子炉冷却系圧力調整弁 (T)	21-30-0122	原子炉冷却系圧力調整弁 (T)	21-30-0122	原子炉冷却系圧力調整弁 (T)

弁番号及び弁名称一覧表 (3 / 3)

弁番号	弁名称	操作場所
MV2B3-112	F C V S 循環ライン止め弁	中央制御室 第1ベントフイルタ格納槽 (屋外)
V2B3-110	F C V S 補給止め弁	屋外
MV2B3-550	F C V S 第1ベントフイルタスクラバ容器1次ドレン弁	中央制御室 第1ベントフイルタ格納槽 (屋外)
MV2B3-570	F C V S ドレン移送ライン連絡弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下1階トラス室 (管理区域)
V2B3-551	F C V S 排気ラインドレン排出弁	屋外
V2B3-82	F C V S 窒素ガス補給元弁	屋外
V2B3-88	F C V S 建物内窒素ガス補給元弁	原子炉建物付属棟1階B-R CWポンプ熱交換器室 (非管理区域)
MV222-16A	A-RHR トーラススプレイ弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下1階トラス室 (管理区域)
SV2BA-1	PHC 空気供給電磁弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路 (非管理区域)
AV2BA-1A, 1B	PHC A, B-窒素ガス供給弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路 (非管理区域)
AV2BA-2A, 2B	PHC A, B-薬液タンク出口薬液注入弁	中央制御室 原子炉建物付属棟地下2階南側通路 (非管理区域)
V2C2-1	AN I 代窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外
V2C2-11	AN I 代窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外
V2C2-6	AN I 建物内代窒素供給ライン元弁 (D/W側)	原子炉建物付属棟1階B-R CWポンプ熱交換器室 (非管理区域)
V2C2-16	AN I 建物内代窒素供給ライン元弁 (S/C側)	原子炉建物付属棟1階B-R CWポンプ熱交換器室 (非管理区域)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.11</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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> <p><リンク先> 1.5.2.2(1) a. <u>緊急用海水系による冷却水確保</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.5.2.2(1) b. <u>代替残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.5.2.3(1) <u>残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系による減圧及び除熱手順 <p><リンク先> 1.6.2.2(2) a. (a) <u>残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(2) a. (b) <u>残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 <p><リンク先> 1.9.2.1(2) c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.11</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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> <p><リンク先> 1.5.2.1(1) a. (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> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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> <p><リンク先> 1.6.2.2(1) a. (a) <u>格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(1) a. (d) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(2) a. (a) <u>残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p style="padding-left: 2em;">1.6.2.2(2) a. (b) <u>残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>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</u> <p><リンク先> 1.9.2.1(2) c. 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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 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【東海第二】 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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;">濃度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の水素濃度監視手順 <p><リンク先> 1.10.2.2(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> 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可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順 <p><リンク先> 1.13.2.1(5) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水(淡水/海水)</p> <p>1.13.2.1(6) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)</p> <p>1.13.2.1(7) a. 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る送水</p> <p>1.13.2.2(1) a. 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代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)</p> <p>1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給(淡水/海水)</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置, 可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車, 常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による代替循環冷却系ポンプ, 移送ポンプ, 電動弁及び監視計器 	<p style="text-align: center;">度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物内の水素濃度監視手順 <p><リンク先> 1.10.2.2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> 輪谷貯水槽(西)への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順 <p><リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水</p> <p>1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽(東1)又は輪谷貯水槽(東2)から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給</p> <p>1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ, ドレン移送ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機 	<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, 低圧原子炉代替注水槽から可搬型設備を用いた注水手順はない 設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、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</p> <p><リンク先> <u>1. 14. 2. 1(1) 代替交流電源設備による給電</u></p> <p>1. 14. 2. 3(1) a. <u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p> <p>1. 14. 2. 3(2) a. <u>常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p> <p>1. 14. 2. 3(2) b. <u>可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電</u></p> <p>1. 14. 2. 6(1) a. <u>可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p>	<p>車、大量送水車及び可搬式窒素供給装置への燃料補給手順</p> <p><リンク先> <u>1. 14. 2. 1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電</u></p> <p><u>1. 14. 2. 1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電</u></p> <p><u>1. 14. 2. 3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタ受電</u></p> <p><u>1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリ</u></p>	<p>・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ージを継続するため、燃料補給が必要</p> <p>・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 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、燃料</p>

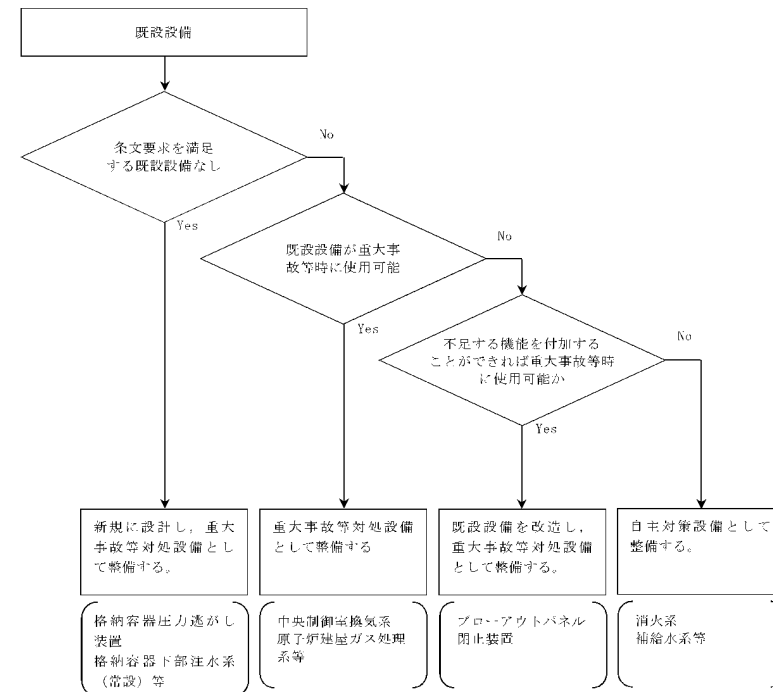
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"><u>1. 14. 2. 6(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替 高圧電源装置への給油</u></p> <p>・ 操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失</p>	<p style="text-align: center;"><u>への補給</u> <u>1. 14. 2. 5(2)タンクローリから各機器等へ</u> <u>の給油</u></p> <p>・ 操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順 <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失</p>	<p>を補給する設備にガスタービン発電機用軽油タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク2種類を設置しており, ガスタービン発電機用軽油タンクは, 可搬型設備への給油を含め, 事象発生後7日間運転を継続するために必要な燃料を確保している。そのため, ディーゼル燃料貯蔵タンクは自主対策として整理。東海第二は可搬型設備専用のタンク及びガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機兼用のタンクを設置。東海第二は, 本手順でタンクローリへの補給を含む手順として整理</p> <p>・ 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 「1. 14. 2. 5(1)ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給」の手順の中で自動給油されることを記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 12</p> <p style="text-align: center;"><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>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第 1 表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第 2 表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 7. 12</p> <p style="text-align: center;"><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>重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。</p> <p>以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。</p> <p>1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第 1 表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。</p> <p>機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。</p> <p>2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文</p> <p>技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第 2 表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。</p> <p>これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。</p> <p>条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備（設計基</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、フォールトツリー解析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>備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</p> <p>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</p> <p>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</p> <p>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</p>	<p><u>準拡張）として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。</u></p> <p><u>条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。</u></p> <p><u>なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。</u></p> <p><u>第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。</u></p>	

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

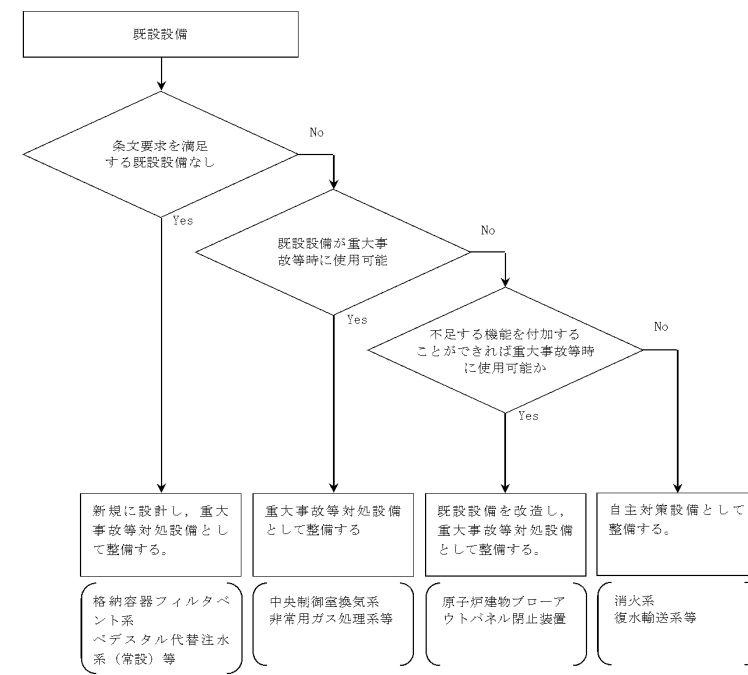
条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧機能	逃がし安全弁 (自動減圧機能) の自動減圧機能
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却機能	残留熱除去系 (低圧注水系) 及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)、残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ、残留熱除去系海水系ポンプ
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

条文	設計基準事故対処設備が有する機能	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備)
1.2	高圧時の発電用原子炉の冷却機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ
1.3	高圧時の発電用原子炉の減圧機能	逃がし安全弁 (自動減圧機能) の自動減圧機能
1.4	低圧時の発電用原子炉の冷却機能	残留熱除去系 (低圧注水モード) 及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)、残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) 及び、原子炉補機冷却系
1.6	原子炉格納容器内の冷却機能	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) ポンプ



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 〔実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等〕
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器圧力逃がし装置を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ベデスタル(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のベデスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、ベデスタル(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心を冷却するための手段として、常設低圧代替注水ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手段を整備 (既設設備である原子炉建屋ガス処理系に加え、静的触媒式水素再結合器を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時の必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	原子炉制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリング・ポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型気象観測設備等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である所内通信連絡設備(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

条文	要求事項における手順等の目的	自主的に実施した機能喪失原因対策分析 〔実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等〕
1.1	原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する	○
1.7	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系を使用する。)
1.8	原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための手段として、低圧原子炉代替注水ポンプ等を使用する。)
1.9	水素爆発による原子炉格納容器破損防止	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素供給装置を使用する。)
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手段を整備 (静的触媒式水素処理装置を使用する。)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散抑制	発電所外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に大型送水ポンプ車等を使用する。)
1.13	重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給	○
1.14	重大事故等発生時に必要な電力の確保	○
1.15	重大事故等対処に必要なパラメータの推定	○
1.16	原子炉制御室に運転員がとどまるため	中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既存設備である中央制御室換気系及び非常用ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。)
1.17	放出される放射性物質濃度等の監視等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定、気象条件を測定する手段を整備 (既存設備であるモニタリング・ポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型気象観測装置等を使用する。)
1.18	緊急時対策所に要員がとどまるため	○
1.19	通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡	発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既存設備である所内通信連絡設備(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、無線通信設備(固定型)、無線通信設備(携帯型)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。)

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>第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果</p> <p>(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計事故対処設備が機能喪失する 1.6 における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備</p> <table border="1" data-bbox="973 814 1724 1766"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.7で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> 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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・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 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td> 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 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容 (サブプレッショ ン・チェンバを含む) ・真空破壊弁 ・淡水タンク </td> <td> 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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・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 (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 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・淡水タンク </td> </tr> <tr> <td> 現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁) </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td> 現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁) </td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備	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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・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 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容 (サブプレッショ ン・チェンバを含む) ・真空破壊弁 ・淡水タンク	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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・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 (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 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・淡水タンク	現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)	-	現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)	<p>第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果</p> <p>(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止</p> <p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計基準事故対処設備が機能喪失する 1.6 における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備</p> <table border="1" data-bbox="1765 814 2516 1234"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.7で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> 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 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車 </td> <td> 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 ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッショ ン・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレ ーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西2) </td> <td> 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 ・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 ・サブプレッショ 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 ーナ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西2) </td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備	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 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車	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 ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッショ ン・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレ ーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西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 ・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 ・サブプレッショ 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 ーナ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西2)	
新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備																
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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・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 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容 (サブプレッショ ン・チェンバを含む) ・真空破壊弁 ・淡水タンク	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 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・第二弁操作室遮蔽 ・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 (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 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備 ・淡水タンク																
現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)	-	現場操作 ・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 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)																
新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備																
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 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車	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 ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッショ ン・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレ ーナ ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西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 ・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 ・サブプレッショ 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 ーナ ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッダ ・ホース・接続口 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・大量送水車 ・輪谷貯水槽 (西1) ・輪谷貯水槽 (西2)																

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
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 ・代替循環冷却系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・代替淡水貯槽 ・代替循環冷却系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース	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 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器	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 ・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 ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水系ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・サブプレッション・チェンバ ・代替淡水貯槽 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド ・代替循環冷却系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
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 ・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 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	不活性ガス(窒素)による系統内の置換 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁	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 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
原子炉格納容器負圧破損の防止 ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・原子炉格納容器	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 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・薬液タンク ・薬液タンク加圧用窒素ガスポンプ ・サブプレッション・プール水pH制御装置配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド ・サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・薬液タンク ・薬液タンク加圧用窒素ガスポンプ ・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・スプレイヘッド ・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設備 ・燃料給油設備

下線部は自主対策設備を示す。

新たに整備した設備	既存設備	1.7で整備した設備
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ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 ・格納容器フィルタベント系配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・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 ・ドレン移送ポンプ ・薬品注入タンク ・大量送水車 ・ホース・接続口	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 ・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) ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽(西1) ・輪谷貯水槽(西2)	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ベントフィルタスクラバ容器 ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・可搬型窒素供給装置 ・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) ・格納容器フィルタベント系配管・弁 ・窒素ガス制御系 配管・弁 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・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 ・ドレン移送ポンプ ・薬品注入タンク ・大量送水車 ・輪谷貯水槽(西1) ・輪谷貯水槽(西2) ・ホース・接続口
現場操作 ・遠隔手動弁操作機構	-	現場操作 ・遠隔手動弁操作機構
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	-	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
原子炉格納容器負圧破損の防止 ・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	-	原子炉格納容器負圧破損の防止 ・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
サブプレッション・プール水pH制御系 ・サブプレッション・プール水pH制御系	サブプレッション・プール水pH制御系 ・残留熱除去系 配管 ・サブプレッション・チェンバスプレイヘッド	サブプレッション・プール水pH制御系 ・残留熱除去系 配管 ・サブプレッション・チェンバスプレイヘッド ・サブプレッション・プール水pH制御系
ドライウェルpH制御 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・残留熱代替除去系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	ドライウェルpH制御 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	ドライウェルpH制御 ・残留熱代替除去ポンプ ・原子炉補機代替冷却系 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱代替除去系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・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 ・代替所内電気設備

下線部は自主対策設備を示す。

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心を冷却するためには、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2 及び 1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8 で整備した設備
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

原子炉格納容器下部の床面に落下した溶融炉心を冷却するためには、原子炉格納容器下部へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、溶融炉心の原子炉格納容器下部の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2 及び 1.4 で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①原子炉格納容器下部へ注水できる設備

新たに整備した設備	既存設備	1.8 で整備した設備
ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・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 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 ・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 ・コリウムシールド	復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレイ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・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 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁
補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 ・格納容器下部注水系配管・弁 ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド※1 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁

下線部は自主対策設備を示す。

※1：溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びベデスタル（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するため、新たに設置した設備。

新たに整備した設備	既存設備	1.8で整備した設備
消火系による原子炉格納容器下部への注水 ・補助消火ポンプ ・補助消火水槽 ・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 ・コリウムシールド	消火系による原子炉格納容器下部への注水 ・消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレィ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備	消火系による原子炉格納容器下部への注水 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレィ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド
格納容器代替スプレィ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・可搬型ストレーナ ・格納容器代替スプレィ系 配管・弁 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	格納容器代替スプレィ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレィ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）	格納容器代替スプレィ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・可搬型ストレーナ ・格納容器代替スプレィ系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・格納容器スプレィ・ヘッド ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）
ベデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド	ベデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）	ベデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・ベデスタル代替注水系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・コリウムシールド ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）

下線部は自主対策設備を示す。

②原子炉圧力容器へ注水できる設備

1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
-	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
-	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ ・残留熱除去系C系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・内側淡水貯槽 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・残留熱除去系C系配管・弁 ・低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
-	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 ・代替循環冷却系ポンプ ・サブプレッション・チョンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース

②原子炉圧力容器へ注水できる設備

1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備
-	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ・低圧原子炉代替注水ポンプ ・低圧原子炉代替注水槽 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
-	復水輸送系による発電用原子炉の冷却 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 ・復水輸送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	消火系による原子炉圧力容器への注水 ・補助消火ポンプ ・消火ポンプ ・補助消火水槽 ・ろ過水タンク ・消火系 配管・弁 ・復水輸送系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備
-	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料補給設備 ・代替所内電気設備 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	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"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1222 294">1.2で整備した設備</th> <th data-bbox="1222 262 1472 294">1.4で整備した設備</th> <th data-bbox="1472 262 1742 294">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 294 1222 535">-</td> <td data-bbox="1222 294 1472 535"> 消火系による発電用原子炉の冷却 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 294 1742 535"> 消火系による原子炉圧力容器への注水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 535 1222 772">-</td> <td data-bbox="1222 535 1472 772"> 補給水系による発電用原子炉の冷却 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 535 1742 772"> 補給水系による原子炉圧力容器への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 772 1222 1203"> 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 772 1472 1203">-</td> <td data-bbox="1472 772 1742 1203"> 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1507 1203 1715 1224">下線部は自主対策設備を示す。</p>	1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系による原子炉圧力容器への注水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	補給水系による発電用原子炉の冷却 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系による原子炉圧力容器への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1742 262 2012 294">1.2で整備した設備</th> <th data-bbox="2012 262 2261 294">1.4で整備した設備</th> <th data-bbox="2261 262 2531 294">1.8で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1742 294 2012 783"> 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備 </td> <td data-bbox="2012 294 2261 783">-</td> <td data-bbox="2261 294 2531 783"> 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 783 2012 1003"> ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2012 783 2261 1003">-</td> <td data-bbox="2261 783 2531 1003"> ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1742 1003 2012 1224"> 制御棒駆動水圧系による進展抑制 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2012 1003 2261 1224">-</td> <td data-bbox="2261 1003 2531 1224"> 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2300 1224 2507 1245">下線部は自主対策設備を示す。</p>	1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備	高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備	-	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	制御棒駆動水圧系による進展抑制 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備																									
-	消火系による発電用原子炉の冷却 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	消火系による原子炉圧力容器への注水 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
-	補給水系による発電用原子炉の冷却 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	補給水系による原子炉圧力容器への注水 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・補給水系配管・弁 ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																									
1.2で整備した設備	1.4で整備した設備	1.8で整備した設備																									
高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備	-	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ・高圧原子炉代替注水ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁 ・原子炉浄化系 配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ・主蒸気系 配管 ・給水系 配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型交流電源設備																									
ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・差圧検出・ほう酸水注入系 配管（原子炉圧力容器内部） ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																									
制御棒駆動水圧系による進展抑制 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	-	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ・制御棒駆動水圧ポンプ ・復水貯蔵タンク ・制御棒駆動水圧系 配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備																									

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>(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="973 506 1724 1171"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-</td> <td>不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系^{*2} ・原子炉格納容器</td> <td>不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系^{*2} ・原子炉格納容器</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置</td> <td>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器</td> <td>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備^{*4}</td> <td>-</td> <td>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備^{*4}</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備</td> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構</td> <td>-</td> <td>遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	-	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{*2} ・原子炉格納容器	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{*2} ・原子炉格納容器	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 ^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{*4}	-	可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 ^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{*4}	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構	-	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構	<p>(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1765 506 2516 1079"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-</td> <td>原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系^{*1}</td> <td>原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系^{*1}</td> </tr> <tr> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置</td> <td>-</td> <td>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置</td> </tr> <tr> <td>格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)</td> <td>-</td> <td>格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系</td> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系</td> <td>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系 ・残留熱代替除去系</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{*1}	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{*1}	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	-	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)	-	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系 ・残留熱代替除去系	
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																																		
-	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{*2} ・原子炉格納容器	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系 ^{*2} ・原子炉格納容器																																		
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器																																		
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 ^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{*4}	-	可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 ^{*3} ・格納容器圧力逃がし装置 ・燃料給油設備 ^{*4}																																		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 ・格納容器圧力逃がし装置 ・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 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備																																		
遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔操作機構	-	遠隔人力操作機構による現場操作 ・遠隔人力操作機構																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																																		
-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{*1}	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 ・窒素ガス制御系 ^{*1}																																		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置	-	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬式窒素供給装置																																		
格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)	-	格納容器フィルタベント系による水素ガス及び酸素ガスの排出 ・格納容器フィルタベント系 ・第1ベントフィルタ出口水素濃度 ・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)																																		
可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・残留熱代替除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 ・残留熱除去系 ・残留熱代替除去系																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	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"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1222 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="1222 262 1472 294">既存設備</th> <th data-bbox="1472 262 1745 294">1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 294 1222 535"> 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 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 294 1472 535"> 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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 294 1745 535"> 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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 535 1222 724"> 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 535 1472 724">-</td> <td data-bbox="1472 535 1745 724"> 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 724 1222 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 724 1472 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1472 724 1745 1008"> 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 1008 1222 1123"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 1008 1472 1123">-</td> <td data-bbox="1472 1008 1745 1123"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1507 1129 1715 1150">下線部は自主対策設備を示す。</p> <p data-bbox="964 1150 1715 1222"> ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。 ※3：可搬型酸素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型酸素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対策設備とは位置付けない。 </p>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	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 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1745 262 2015 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="2015 262 2264 294">既存設備</th> <th data-bbox="2264 262 2537 294">1.9で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1745 294 2015 451"> 格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A) </td> <td data-bbox="2015 294 2264 451">-</td> <td data-bbox="2264 294 2537 451"> 格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 451 2015 619"></td> <td data-bbox="2015 451 2264 619"> 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系) </td> <td data-bbox="2264 451 2537 619"> 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 619 2015 787"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2015 619 2264 787"> 代替電源による必要な設備への給電 ・代替所内電気設備 </td> <td data-bbox="2264 619 2537 787"> 代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2315 793 2507 814">下線部は自主対策設備を示す。</p> <p data-bbox="1765 814 2507 871"> ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対策設備とは位置付けない。 </p>	新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備	格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)	-	格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)		格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系)	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系)	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																											
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 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロー ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備																											
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・格納容器内酸素濃度 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																											
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備																											
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	-	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備																											
新たに整備した設備	既存設備	1.9で整備した設備																											
格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)	-	格納容器水素濃度(S A)及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (S A) ・格納容器酸素濃度 (S A)																											
	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系)	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器酸素濃度 (B系) ・格納容器水素濃度 (A系) ・格納容器酸素濃度 (A系)																											
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・代替所内電気設備																											

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止
 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度	—	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備	—	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・原子炉ウエル	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備
格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・原子炉ウエル	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・ホース ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備
静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素処理装置 ・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	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素処理装置 ・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
原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建物水素濃度	—	原子炉建屋内の水素濃度監視 ・原子炉建物水素濃度
代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・代替所内電気設備	代替電源による必要な設備への給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・代替所内電気設備
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・大量送水車 ・ホース・接続口 ・原子炉ウエル代替注水系配管・弁 ・燃料補給設備	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2） ・燃料プール冷却系配管・弁 ・原子炉ウエル	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） ・大量送水車 ・輪谷貯水槽（西1） ・輪谷貯水槽（西2） ・燃料プール冷却系配管・弁 ・原子炉ウエル ・燃料補給設備
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備

下線部は自主対策設備を示す。

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									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1222 294">新たに整備した設備</th> <th data-bbox="1222 262 1469 294">既存設備</th> <th data-bbox="1469 262 1745 294">1.10で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 294 1222 577"> 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 294 1469 577"> 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1469 294 1745 577"> 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 577 1222 856"> 原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備 </td> <td data-bbox="1222 577 1469 856">-</td> <td data-bbox="1469 577 1745 856"> 原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1507 856 1712 877">下線部は自主対策設備を示す。</p>			新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備	原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備	-	原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備		
新たに整備した設備	既存設備	1.10で整備した設備												
原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・燃料給油設備	原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン ・非常用ガス処理系配管・弁 ・非常用ガス再循環系配管・弁 ・非常用ガス処理系排気筒 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備												
原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備	-	原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水適用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備												

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>(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="982 636 1715 1381"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.12で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> </tr> <tr> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材</td> <td>-</td> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> <td>-</td> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は自主対策設備を示す。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	<p>(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1774 636 2507 1161"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.12で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> <td>-</td> <td>大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ</td> </tr> <tr> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶</td> <td>-</td> <td>海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶</td> </tr> <tr> <td>初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車</td> <td>初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器</td> </tr> <tr> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備</td> <td>-</td> <td>航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">下線部は自主対策設備を示す。</p>	新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	
新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ																																		
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材																																		
-	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・泡消火薬剤容器（消防車用） ・消火栓（原水タンク） ・防火水櫃 ・燃料給油設備																																		
航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ホース ・S A用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・S A用海水ビット ・燃料給油設備																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.12で整備した設備																																		
大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ	-	大気への放射性物質の拡散抑制 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 ・ガンマカメラ ・サーモカメラ																																		
海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶	-	海洋への放射性物質の拡散抑制 ・放射性物質吸着材 ・シルトフェンス ・小型船舶																																		
初期対応における延焼防止処置 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車	初期対応における延焼防止処置 ・化学消防自動車 ・小型動力ポンプ付水槽車 ・小型放水砲 ・泡消火薬剤容器																																		
航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備	-	航空機燃料火災への泡消火 ・大型送水ポンプ車 ・ホース ・放水砲 ・泡消火薬剤容器 ・燃料補給設備																																		

(6) 1.16 中央制御室の居住性
 重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
居住性の確保 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室遮蔽 ・データ表示装置(待避室) ・酸素濃度計 ^{※4} ・二酸化炭素濃度計 ^{※4} ・可搬型照明(SA) ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(空気ポンベ) ・衛星電話設備(可搬型)(待避室) ・差圧計 ・衛星電話装置(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星制御装置～衛星電話設備(屋外アンテナ)電路 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(配管・弁) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系排気装置隔離弁 ・非常用照明 ・非常用交流電源設備	居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室換気系ダクト・ダンパ ・中央制御室換気系給気隔離弁 ・中央制御室換気系排気隔離弁 ・中央制御室換気系排気装置隔離弁 ・非常用照明 ・酸濃度計 ^{※4} ・二酸化炭素濃度計 ^{※4} ・可搬型照明(SA) ・データ表示装置(待避室) ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(空気ポンベ) ・衛星電話設備(可搬型)(待避室) ・差圧計 ・衛星電話装置(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星制御装置～衛星電話設備(屋外アンテナ)電路 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット(配管・弁) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備
汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明(SA) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※5}	-	汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明(SA) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※5}

(6) 1.16 中央制御室の居住性
 重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ) ・中央制御室待避室遮蔽(配管・弁) ・LEDライト(三脚タイプ) ・差圧計 ・酸濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(固定型)(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(固定型)(屋外アンテナ) ・プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室) ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・LEDライト(ランタンタイプ) ^{※2}	中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ(外気取入量調整用ダンパ、制御室給気外側隔離ダンパ、制御室給気内側隔離ダンパ、制御室排気内側隔離ダンパ、制御室排気外側隔離ダンパ) ・中央制御室換気系ダクト ・代替所内電気設備 ・非常灯	中央制御室の居住性の確保 ・中央制御室遮蔽 ・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット ・中央制御室換気系ダンパ(外気取入量調整用ダンパ、制御室給気外側隔離ダンパ、制御室給気内側隔離ダンパ、制御室排気内側隔離ダンパ、制御室排気外側隔離ダンパ) ・中央制御室換気系ダクト ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ) ・中央制御室待避室正圧化装置(配管・弁) ・LEDライト(三脚タイプ) ・差圧計 ・酸濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・無線通信設備(固定型) ・無線通信設備(固定型)(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(固定型)(屋外アンテナ) ・プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室) ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・非常灯 ・LEDライト(ランタンタイプ) ^{※2}
汚染の持ち込み防止 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※2}	-	汚染の持ち込み防止 ・防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材 ^{※2}

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
被ばく線量の低減 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制閉鎖装置	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系配管・弁・フィルタトレイン ・原子炉建屋原子炉棟 ・非常用ガス処理系排気筒 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制閉鎖装置	被ばく線量の低減 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系配管・弁・フィルタトレイン ・原子炉建屋原子炉棟 ・非常用ガス処理系排気筒 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制閉鎖装置

下線部は自主対策設備を示す。

※4：計測器本体を示すため計器名を記載

※5：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設備用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

新たに整備した設備	既存設備	1.16で整備した設備
格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・常設代替交流電源設備 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備	格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・非常用ガス処理系排気ファン ・前置ガス処理装置 ・後置ガス処理装置 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・排気管 ・原子炉建物外気差圧 ・非常用ガス処理系統流量 ・原子炉建物原子炉棟 ・代替所内電気設備	格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度低減 ・非常用ガス処理系排気ファン ・前置ガス処理装置 ・後置ガス処理装置 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・排気管 ・原子炉建物外気差圧 ・非常用ガス処理系統流量 ・原子炉棟 ・常設代替交流電源設備 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・代替所内電気設備

下線部は自主対策設備を示す。

※2：LEDライト（ランタンタイプ）、防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																	
	<p>(7) 1.17 監視測定</p> <p>重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <p>また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="973 678 1724 1272"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.17で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ</td> </tr> <tr> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末</td> <td>-</td> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)</td> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</td> <td>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備	放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	<p>(7) 1.17 監視測定</p> <p>重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度並びに放射線量の監視及び測定、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <p>また、発電所において風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。</p> <table border="1" data-bbox="1765 678 2516 1146"> <thead> <tr> <th>新たに整備した設備</th> <th>既存設備</th> <th>1.17で整備した設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト</td> <td>放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ</td> </tr> <tr> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置</td> <td>-</td> <td>放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車</td> <td>空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車</td> </tr> <tr> <td>空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ</td> <td>-</td> <td>放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ</td> </tr> </tbody> </table>	新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備	放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	-	放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	
新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備																																		
放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末 ・電離箱サーベイ・メータ																																		
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト端末																																		
-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車 (ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタ)																																		
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)	-	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)																																		
-	気象観測項目の測定 ・気象観測設備	気象観測項目の測定 ・気象観測設備																																		
新たに整備した設備	既存設備	1.17で整備した設備																																		
放射線量の測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト	放射線量の測定 ・モニタリング・ポスト ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置 ・電離箱サーベイ・メータ																																		
放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置	-	放射線量の代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・データ表示装置																																		
-	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能観測車																																		
空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	-	放射能観測車の代替測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ																																		

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>新たに整備した設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備端末</p> <p>放射線物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・GeV線多重高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備</p>	<p>既存設備</p> <p>-</p> <p>-</p> <p>-</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・非常用交流電源設備</p>	<p>1.17で整備した設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・可搬型気象観測設備端末</p> <p>放射線物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・GeV線多重高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、β線サーベイ・メータ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※6} ・養生シート^{※6} ・遮蔽材^{※6}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・無停電電源装置</p> <p>モニタリング・ポストへの代替交流電源設備からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備</p>	<p>新たに整備した設備</p> <p>-</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・データ表示装置</p> <p>放射線物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・GM計数装置 ・ZnSシンチレーション計数装置</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備</p>	<p>既存設備</p> <p>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</p> <p>-</p> <p>放射線物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・Ge核種分析装置</p> <p>-</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの代替電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電 ・代替所内電気設備</p>	<p>1.17で整備した設備</p> <p>気象観測項目の測定 ・気象観測設備</p> <p>気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測装置 ・データ表示装置</p> <p>放射線物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・小型船舶 ・Ge核種分析装置 ・GM計数装置 ・ZnSシンチレーション計数装置</p> <p>海上モニタリング ・小型船舶 ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・GM汚染サーベイ・メータ ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ ・電離箱サーベイ・メータ</p> <p>バックグラウンド低減対策 ・検出器保護カバー^{※3} ・養生シート^{※3} ・遮蔽材^{※3}</p> <p>モニタリング・ポストの非常用電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・非常用発電機</p> <p>モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電 ・常設代替交流電源設備 ・代替所内電気設備</p>	<p>備考</p> <p>下線部は自主対策設備を示す。 ※6：設備の運搬、試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。</p> <p>下線部は自主対策設備を示す。 ※3：バックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。</p>

(8) 1.19 通信連絡
 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(携帯型) ・携帯型有線通話装置 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・専用接続箱～専用接続箱電路 ・無線通信装置 ・無線通信装置用アンテナ ・安全パラメータ表示システム(S P D S)～無線通信装置用アンテナ ・無線連絡設備(固定型)	発電所内の通信連絡 ・送受話機(バージング) ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X)	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(携帯型) ・携帯型有線通話装置 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・専用接続箱～専用接続箱電路 ・無線通信装置 ・無線通信装置用アンテナ ・安全パラメータ表示システム(S P D S)～無線通信装置用アンテナ ・送受話機(バージング) ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X) ・無線連絡設備(固定型)
代替電源設備からの給電の確保 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・緊急時対策用代替電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備	代替電源設備からの給電の確保 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 ・緊急時対策用代替電源設備

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X) ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・衛星無線通信装置 ・通信機器 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X)～衛星無線通信装置電話	発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X) ・加入電話設備(加入電話及び加入F A X) ・テレビ会議システム(社内) ・専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))	発電所外(社内外)の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X) ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星電話設備(固定型)～衛星電話設備(屋上アンテナ)電路 ・衛星無線通信装置 ・通信機器 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X)～衛星無線通信装置電話 ・電力保安通信用電話設備(固定電話機、P H S 端末及びF A X) ・加入電話設備(加入電話及び加入F A X) ・テレビ会議システム(社内) ・専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))

下線部は自主対策設備を示す。

(8) 1.19 通信連絡
 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(固定型) ・無線連絡設備(携帯型) ・有線式通信設備 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・無線通信設備(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・無線通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの)	発電所内の通信連絡 ・社内通信連絡設備(警報装置を含む) ・電力保安通信用電話設備	発電所内の通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・無線連絡設備(固定型) ・無線連絡設備(携帯型) ・有線式通信設備 ・安全パラメータ表示システム(S P D S) ・無線通信設備(屋外アンテナ) ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・無線通信装置 ・有線(建物内)(有線式通信設備、無線通信設備(固定型)、衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの) ・社内通信連絡設備(警報装置を含む) ・電力保安通信用電話設備
発電所外(社内外)との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星通信装置 ・有線(建物内)(衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、データ伝送設備に係るもの)	発電所外(社内外)との通信連絡 ・テレビ会議システム ・専用電話設備 ・衛星電話設備(社内向) ・電力保安通信用電話設備 ・局線加入電話設備	発電所外(社内外)との通信連絡 ・衛星電話設備(固定型) ・衛星電話設備(携帯型) ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ・データ伝送設備 ・衛星電話設備(屋外アンテナ) ・衛星通信装置 ・有線(建物内)(衛星電話設備(固定型)に係るもの) ・有線(建物内)(統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、データ伝送設備に係るもの) ・テレビ会議システム ・専用電話設備 ・衛星電話設備(社内向) ・電力保安通信用電話設備 ・局線加入電話設備

新たに整備した設備	既存設備	1.19で整備した設備
代替交流電源からの給電の確保 ・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 ・緊急時対策用燃料地下タンク ・タンクローリ ・緊急時対策用発電機 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・可搬ケーブル ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・ホース	代替交流電源からの給電の確保 ・非常用交流電源設備 ・代替所内電気設備	代替交流電源からの給電の確保 ・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 ・緊急時対策用燃料地下タンク ・タンクローリ ・緊急時対策用発電機 ・緊急時対策所 低圧母線盤 ・可搬ケーブル ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ・ホース ・非常用交流電源設備

下線部は自主対策設備を示す。

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 1.8 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]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉は、 五十一 条の重大事故等対処設備として、ペダスタル代替注水系（常設）を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備		
②	島根2号炉の高圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから、重大事故等時の対応手段として期待しない		
③	島根2号炉は、炉心損傷後も制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施		
④	島根2号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である、残留熱代替除去系を 五十 条の重大事故等対処設備、 四十八 条の自主対策設備として位置付けており、技術的能力1.7及び1.5にて手順を整備		
⑤	島根2号炉は、損傷炉心の冷却が未達成の場合に原子炉格納容器下部への初期水張りを行うこととし、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を実施する。東海第二は通常運転時から原子炉格納容器下部に水を確保しており、炉心損傷を判断した場合は原子炉格納容器下部への水位確保操作、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により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下部への注水操作を行うこととしていることから、運用が異なる		
⑥	柏崎6/7は、復水補給水系からの原子炉格納容器下部への注水ラインを重大事故等対処設備としているが、島根2号炉は新設の低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器下部に注水する。（東海第二も同様）なお、東海第二は常設低圧代替注水系から直接原子炉格納容器下部に注水する配管を使用するが、島根2号炉は、格納容器代替スプレイ系と同じ注水経路で格納容器内にスプレイを実施することで、原子炉格納容器下部外に滞留した水が、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器下部に流入することにより原子炉格納容器下部に水張りを行う		
⑦	柏崎6/7は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置		
⑧	島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則 五十七 条にて記載する整理		
⑨	消火ポンプ駆動方式による相違（柏崎6/7及び東海第二はディーゼル駆動、島根2号炉は電動駆動）		
⑩	重大事故等対処設備として選定する設備の相違（個別の機器に対する相違理由は本項(a) 参照）		
⑪	島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応		
⑫	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		
⑬	島根2号炉は、操作者の1名を記載。柏崎6/7号炉は、操作者及び確認者の2名を記載		
⑭	設備構成、対応する要員及び所要時間の相違		
⑮	島根2号炉は、可搬型設備の起動、注水開始の連絡について、当直長と緊急時対策要員が直接行う		
⑯	島根2号炉の原子炉隔離時冷却系は非常用炉心冷却系に含めない		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8 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</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.8.1 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. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</p> <p>(a) <u>格納容器下部注水</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</p> <p>(1) <u>格納容器下部注水</u></p> <p>a. <u>格納容器下部注水系(常設)</u>による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>b. <u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)</p> <p>1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p>	<p>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</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.8.1 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. <u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p>(a) <u>ペDESTAL(ドライウエル部)への注水</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 溶融炉心の<u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 <u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</u></p> <p>(1) <u>ペDESTAL(ドライウエル部)への注水</u></p> <p>a. <u>格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水</u></p> <p>d. <u>補給水系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水</u></p> <p>c. 消火系による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)への注水</u></p> <p>b. <u>格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水)</u></p> <p>1.8.2.2 溶融炉心の<u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p>	<p>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</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.8.1 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. <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p>(a) <u>原子炉格納容器下部注水</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</u></p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部注水</u></p> <p>a. <u>ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>b. <u>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>c. 消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>d. <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)</u></p> <p>e. <u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)</u></p> <p>1.8.2.2 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、五十一条の重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系(常設)を新規で設置したことから、復水輸送系を自主対策設備として整備(以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>高压代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入</p> <p>g. <u>高压炉心注水系</u>による原子炉压力容器への緊急注水</p> <p>f. 制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水</p> <p>a. <u>低压代替注水系(常設)</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>c. 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>b. <u>低压代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1.8.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p>	<p>f. <u>高压代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>g. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入</p> <p>a. <u>低压代替注水系(常設)</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>e. <u>補給水系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>d. 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>b. <u>低压代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>c. <u>代替循環冷却系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1.8.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.8.2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p>	<p>a. <u>高压原子炉代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>b. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入</p> <p>c. <u>制御棒駆動水圧系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>d. <u>低压原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>e. <u>復水輸送系</u>による原子炉压力容器への注水</p> <p>f. 消火系による原子炉压力容器への注水</p> <p>g. <u>低压原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)</p> <p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>添付資料1.8.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.8.2 自主対策設備仕様</p> <p>添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図</p>	<p>原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の高压炉心スプレイ系は, 常設代替交流電源設備の負荷として考慮していないことから, 重大事故等時の対応手段として期待しない(以下, ②の相違)</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 炉心損傷後も制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水を実施(以下, ③の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である, 残留熱代替除去系を五十条の重大事故等対処設備, 四十八条の自主対策設備として位置付けており, 技術的能力1.7及び1.5にて手順を整備(以下, ④の相違)</p> <p>・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>添付資料1.8.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>格納容器下部注水系 (常設)</u> による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>2. <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</p>	<p>添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性</p> <p>3. <u>補給水系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水</u> (1) <u>系統構成</u></p> <p>2. <u>消火系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水</u> (1) <u>系統構成</u></p> <p>1. <u>格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水</u> (淡水/海水) (1) <u>格納容器下部注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)</u></p> <p>6. <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u> (1) <u>系統構成</u></p>	<p>添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性</p> <p>1. <u>ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>2. <u>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>3. <u>消火系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>4. <u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</u></p> <p>5. <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</u></p> <p>6. <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</u></p> <p>7. <u>低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>8. <u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u></p>	<p>島根2号炉は、自主対策設備仕様について記載</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>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、中央操作の成立性についても記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</u></p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、中央操作の成立性についても記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、中央</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. <u>格納容器下部注水系 (常設若しくは可搬型) 又は消火系による原子炉格納容器下部への注水 (受電操作)</u></p> <p>4. <u>格納容器下部注水と低圧代替注水の組み合わせについて</u></p>	<p>5. <u>消火系による原子炉圧力容器への注水 (1) 系統構成</u></p> <p>4. <u>低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)</u> <u>(1) 低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)</u></p> <p>添付資料1.8.5 <u>炉心損傷及び原子炉圧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1.8.6 <u>常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について</u></p>	<p>9. <u>消火系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>10. <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)</u></p> <p>添付資料1.8.5 <u>炉心損傷、原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</u></p>	<p>操作の成立性についても記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、中央操作の成立性についても記載 ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、電源確保手順を 1.14 にて整理 ・運用の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しない ・記載表現の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、炉心損傷及び原子炉圧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、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しないことから、同様の添付資料は作成不要と整理

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料1.8.4 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1.8.7 ペDESTAL (ドライウエル部) 内の水位管理方法について</u></p> <p><u>添付資料1.8.8 原子炉圧力容器の破損判断について</u></p> <p><u>添付資料1.8.9 原子炉起動前及び通常運転時におけるペDESTAL (ドライウエル部) 内の水位について</u></p> <p><u>添付資料1.8.10 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水時の概要図について</u></p> <p>添付資料1.8.11 解釈一覧</p> <p>添付資料1.8.12 手順のリンク先について</p>	<p>添付資料1.8.6 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1.8.7 手順のリンク先について</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の設備に係るマネジメント等の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の設備に係るマネジメント等の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の各水源から接続口までの概要図を第1.8-11図に集約して記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、解釈一覧の見出し項目を記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、手順のリンク先について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8 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</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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>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</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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>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</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、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	
<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備している。</p> <p>また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>」という。）に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び<u>溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。</u></p> <p>また、溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8.1 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、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。</p> <p>また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。</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や<u>全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.8.1 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、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。</p> <p>また、熔融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。</p> <p><u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。</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や<u>全ての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.8.1 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、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。</p> <p>また、熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。</p> <p><u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の<u>すべての</u>要求事項を満たすことや<u>すべての</u>プラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>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1.8.1表に整理する。</p> <p>a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</p> <p>さらに、原子炉格納容器下部への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプル及びドライウエル低電導度廃液サンプルへ流入することを防止し、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制する。</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1.8-1表に整理する。</p> <p>a. <u>ペDESTAL (ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p><u>ペDESTAL (ドライウエル部)には、通常運転時から水を確保^{*2}するとともに炉心が損傷した場合に、ペDESTAL (ドライウエル部)の水位が確実に確保されていることを確認するため、ペDESTAL (ドライウエル部)に注水することで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、ペDESTAL (ドライウエル部)の床面に落下する熔融炉心の冷却を向上させ、MCCIの抑制を図る。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は<u>ペDESTAL (ドライウエル部)に注水することで、ペDESTAL (ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制を図る。</u></p> <p>さらに、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)への注水に併せてコリウムシールドの設置、格納容器ドレンサンプの形状変更及びペDESTAL (ドライウエル部)の床面を平坦化することで、ペDESTAL (ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心とコンクリートの相互作用による浸食及びコンクリートへの熱影響を抑制する。また、コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために、ペDESTAL (ドライウエル部)内に設ける排水の流入口をスワンネック構造とする。</u></p> <p>なお、「<u>原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用</u>」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えるとともに、MCCIの抑制効果に期待できる深さを考慮して<u>ペDESTAL (ドライウエル部)の水位を約1mに維持する。</u></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1.8-1表に整理する。</p> <p>a. <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備</p> <p><u>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は<u>原子炉格納容器下部</u>に注水を継続することで、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</p> <p>さらに、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、<u>原子炉格納容器下部</u>へ落下した熔融炉心が<u>ドライウエル機器ドレンサンプ</u>及び<u>ドライウエル床ドレンサンプ</u>へ流入することを防止し、サンプル底面のコンクリートの浸食を抑制する。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、損傷炉心の冷却が未達成の場合に<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張りを行うこととし、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により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</u>への注水操作を実施する。東海第二は通常運転時から<u>原子炉格納容器下部</u>に水を確保しており、炉心損傷を判断した場合は<u>原子炉格納容器下部</u>への水位確保操作、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により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</u>への注</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) <u>格納容器下部注水</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。</p> <p>i . <u>格納容器下部注水系 (常設)</u>による原子炉格納容器下部への注水 <u>格納容器下部注水系 (常設)</u>による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> 	<p>※2 : <u>原子炉起動前において、消火系、補給水系又は純水系を使用して事前水張りを行い、ペDESTAL (ドライウエル部) 水位を約 1m とする。通常運転時は、原子炉格納容器内のドライウエル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と原子炉格納容器内で発生する結露水が床ドレン水としてペDESTAL (ドライウエル部) へ流入し、流入した床ドレン水は 1m に立ち上げたスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ設備へ排水される。原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンブ設備へ排水される流量を監視することで、原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を確認することができる。</u></p> <p>(a) <u>ペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心を冷却するため、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水する手段がある。</u></p> <p>i) <u>格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u> <u>格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯蔵</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>格納容器下部注水系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u> 	<p>(a) <u>原子炉格納容器下部注水</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冷却するため、<u>原子炉格納容器下部</u>へ注水する手段がある。</p> <p>i <u>ペDESTAL 代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水</u> <u>ペDESTAL 代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u> ・<u>低圧原子炉代替注水槽</u> ・<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系 配管・弁</u> <p>・<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u></p>	<p>水操作を行うこととしていることから、運用が異なる (以下、⑤の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 は、復水補給水系からの格納容器下部への注水ラインを重大事故等対処設備としているが、島根 2号炉は、新設の低圧原子炉代替注水ポンプにより<u>原子炉格納容器下部</u>に注水する。(東海第二も同様) なお、東海第二は常設低圧代替注</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・代替所内電気設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> 	<p>水系から直接ペDESTAL (ドライウェル部) に注水する配管を使用するが、島根2号炉は、格納容器代替スプレイ系と同じ注水経路で格納容器内にスプレイを実施することで、原子炉格納容器下部外に滞留した水が、制御棒駆動機構搬出入口から原子炉格納容器下部に流入することにより原子炉格納容器下部に水張りを行う (以下、⑥の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、自主対策設備として第二代替交流電源設備を設置 (以下、⑦の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉の燃料補給設備は、設置許可基準規則第五十七条にて記載する整理 (以下、⑧の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <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>iii . 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>消火系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・ディーゼル駆動消火ポンプ</u></p> <p>・ろ過水タンク</p> <p>・消火系配管・弁</p> <p>・<u>復水補給水系配管・弁</u></p>	<p>iv) <u>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u></p> <p>補給水系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・復水移送ポンプ</u></p> <p><u>・復水貯蔵タンク</u></p> <p><u>・補給水系配管・弁</u></p> <p><u>・消火系配管・弁</u></p> <p><u>・格納容器下部注水系配管・弁</u></p> <p><u>・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u></p> <p><u>・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u></p> <p>・原子炉格納容器</p> <p>・コリウムシールド</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p><u>・燃料給油設備</u></p> <p>iii) 消火系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u></p> <p>消火系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・ディーゼル駆動消火ポンプ</u></p> <p><u>・ろ過水貯蔵タンク</u></p> <p><u>・多目的タンク</u></p> <p>・消火系配管・弁</p>	<p>ii <u>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p><u>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・復水輸送ポンプ</u></p> <p><u>・復水貯蔵タンク</u></p> <p><u>・復水輸送系 配管・弁</u></p> <p><u>・残留熱除去系 配管・弁</u></p> <p><u>・格納容器スプレイ・ヘッダ</u></p> <p><u>・原子炉格納容器</u></p> <p><u>・コリウムシールド</u></p> <p><u>・常設代替交流電源設備</u></p> <p><u>・可搬型代替交流電源設備</u></p> <p><u>・代替所内電気設備</u></p> <p>iii 消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水</p> <p>消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <p><u>・補助消火ポンプ</u></p> <p><u>・消火ポンプ</u></p> <p>・補助消火水槽</p> <p><u>・ろ過水タンク</u></p> <p>・消火系 配管・弁</p> <p>・<u>復水輸送系 配管・弁</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>電源構成及び給電対象負荷の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>消火ポンプ駆動方式による相違 (柏崎 6/7 及び東海第二はディーゼル駆動、島根 2号炉は電動駆動) (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"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・<u>燃料補給設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器下部注水系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料給油設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 <p>iv <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</u> <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<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> ・<u>ホース・接続口</u> ・<u>可搬型ストレーナ</u> ・<u>格納容器代替スプレイ系 配管・弁</u> 	<p>⑨の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>配管構成の相違による注水経路の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA時の SRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA時の SRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</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>ii . <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水</p> <p><u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> ・ <u>防火水槽</u> ・ <u>淡水貯水池</u> ・ ホース・接続口 <p>・ <u>復水補給水系配管・弁</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ コリウムシールド ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>第二代替交流電源設備</u> ・ 可搬型代替交流電源設備 	<p>ii) <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水</p> <p><u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・ <u>西側淡水貯水設備</u> ・ <u>代替淡水貯槽</u> ・ ホース <p>・ <u>低圧代替注水系配管・弁</u></p> <p>・ <u>格納容器下部注水系配管・弁</u></p> <p>・ <u>原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u></p> <p>・ <u>原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ コリウムシールド ・ 常設代替交流電源設備 <p>・ 可搬型代替交流電源設備</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系 配管・弁</u> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>コリウムシールド</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>燃料補給設備</u> <p>なお、<u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</u> による <u>原子炉格納容器下部</u> への注水は、<u>代替淡水源 (輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2)) の淡水</u> だけでなく、<u>海水</u> も利用できる。</p> <p>v <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u> による <u>原子炉格納容器下部</u> への注水</p> <p><u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u> による <u>原子炉格納容器下部</u> への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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>・ <u>ホース・接続口</u></p> <p>・ <u>ペDESTAL代替注水系 配管・弁</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ コリウムシールド ・ 常設代替交流電源設備 <p>・ 可搬型代替交流電源設備</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、逐条の整理で接続口を低圧代替注水系配管に含めることとしている ・ 設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・代替所内電気設備 ・燃料補給設備</p> <p><u>なお、防火水槽を水源として利用する場合は淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>による原子炉格納容器下部への注水は、<u>防火水槽又は淡水貯水池の淡水</u>だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。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。</u></p>	<p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>なお、<u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水は、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>ペDESTAL(ドライウエル部)への注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、原子炉格納容器床ドレン系配管・弁、原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></p>	<p>・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>燃料補給設備</u></p> <p>なお、<u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水は、<u>代替淡水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレイ系配管・弁、格納容器スプレイ・ヘッド、原子炉格納容器、コリウムシールド、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、大量送水車、ホース・接続口、ペDESTAL代替注水系配管・弁及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></p> <p><u>(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))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。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 重大事故等対処設備として選定する設備の相違(個別の機器に対しての相違理由は本項(a)参照)(以下、⑩の相違) ・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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が<u>全て</u>網羅されている。 (添付資料1.8.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、<u>ろ過水タンク</u>、<u>消火系配管・弁</u> <p>耐震性は確保されていないが、<u>復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>と同等の機能(流量)を有することから、<u>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>耐震性は確保されていないが、<u>常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p>	<p>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1.8.1, 添付資料1.8.9)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により<u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>に落下した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁</u> <p>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。 ・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、<u>ろ過水貯蔵タンク</u>、<u>多目的タンク及び消火系配管・弁</u> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。 (添付資料1.8.2)</p> </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1.8.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。<u>併せて</u>、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水輸送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク</u>、<u>復水輸送系配管・弁</u> <p>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。 ・<u>補助消火ポンプ</u>、<u>消火ポンプ</u>、<u>補助消火水槽</u>、<u>ろ過水タンク</u>、<u>消火系配管・弁</u> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。 (添付資料1.8.2)</p> </p>	<p>置付けている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7】 ①の相違 ・設備の相違【柏崎6/7,東海第二】 ⑨の相違 ・設備の相違【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能 ・設備の相違【柏崎6/7】 島根2号炉の消火系はペDESTAL代替注水系(常設)又は(可搬型)と同等の流量は確保できないため記載していない ・設備の相違【柏崎6/7】 ⑦の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p> <p>iv . <u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p><u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・<u>高圧代替注水系（注水系）配管・弁</u> ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</u> ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 	<p>b. 熔融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p> <p>vi) <u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p><u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水^{※3}で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 ・<u>高圧代替注水系（注水系）配管・弁</u> ・<u>高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>b. 熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p> <p>i <u>高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p><u>高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧原子炉代替注水ポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u> ・<u>高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>原子炉浄化系配管</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 ・<u>可搬型直流電源設備</u> 	<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、ヘッドスプレイノズルを使用しない ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の高圧原子炉代替注水系の注水は、原子炉隔離時冷却系（注水系）ラインを使用 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備も含めて記載 ・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>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 <p><u>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</u></p> <p>v . ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> 	<p><u>※3：高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉注水である。</u></p> <p>vii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 	<p><u>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替交流電源設備</u> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>ii ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク ・ほう酸水注入系 配管・弁 ・<u>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 	<p>【東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、原子炉隔離時冷却系のヘッドスプレイノズルを使用することとしていることから注記で記載</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、常設代替交流電源設備への継続的な給電で使用する設備を、高圧原子炉代替注水系で使用する設備とは別に記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、単独申請</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>配管構成の相違による注水経路の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <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>・可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>vii . <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u> <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧炉心注水系ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>復水補給水系配管</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>vi . 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水ポンプ ・復水貯蔵槽 ・制御棒駆動系配管・弁 ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>i . 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> 	<p><u>・可搬型代替交流電源設備</u></p> <p><u>・燃料給油設備</u></p> <p>i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> 	<p><u>・代替所内電気設備</u></p> <p>iii <u>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</u> <u>制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動水圧ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>制御棒駆動水圧系 配管・弁</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> <p>iv 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u> ・<u>低圧原子炉代替注水槽</u> ・<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u> 	<p>・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</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 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
<ul style="list-style-type: none"> ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・<u>スパージャ</u> ・給水系配管・弁・<u>スパージャ</u> ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・<u>燃料補給設備</u> ii) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u> ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・<u>多目的タンク</u> ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> ii) <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>補助消火水槽</u> ・<u>ろ過水タンク</u> ・消火系 配管・弁 ・<u>復水輸送系 配管・弁</u> ・残留熱除去系 配管・弁 ・原子炉压力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> vii) <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水 <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)</u>による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>大量送水車</u> ・<u>輪谷貯水槽(西1)</u> 	<p>⑨の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は,補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており,当該設備による注水も可能 ・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の残留熱除去系は,スパージャではない。また,配管構成の相違により給水系配管を使用しない ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 電源構成及び給電対象負荷の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑨の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は,大量送水車のみで注水する

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ホース・接続口</p> <p>・<u>復水補給水系配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> <u>給水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <u>第二代替交流電源設備</u> <u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・代替所内電気設備 燃料補給設備</p> <p><u>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水は、<u>防火水槽又は淡水貯水池の淡水</u>だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>・ホース</p> <p>・<u>低圧代替注水系配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u> <u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・燃料給油設備</p> <p><u>なお、低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水は、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水</u>だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>iii) <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u> <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> <u>サプレッション・チェンバ</u> <u>残留熱除去系熱交換器</u> <u>代替循環冷却系配管・弁</u></p>	<p>・<u>輪谷貯水槽（西2）</u> ホース・<u>接続口</u></p> <p>・<u>低圧原子炉代替注水系 配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系 配管・弁</u></p> <p>・原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u> 燃料補給設備</p> <p><u>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水は、<u>代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水</u>だけでなく、<u>海水も利用できる。</u></p>	<p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二は、逐条の整理で接続口を低圧代替注水系配管に含めることとしている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・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</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、常設のホースを使用せず可搬ホースにて送水を実施</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵槽</u>、<u>復水補給水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・スパーージャ</u>、<u>給水系配管・弁・スパーージャ</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替交流電源設備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>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び<u>可搬型代替交流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、ホース・接続口、<u>復水補給水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・スパーージャ</u>、<u>給水系配管・弁・スパーージャ</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池</u>は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>高圧代替注水系ポンプ</u>、<u>復水貯蔵槽</u>、<u>高圧</u></p>	<p><u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u></p> <p><u>原子炉圧力容器</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系ポンプ</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプ</u></p> <p><u>緊急用海水系ストレーナ</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></p> <p><u>ホース</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備</u></p> <p><u>燃料給油設備</u></p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系C系配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、<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>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、ホース、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系C系配管・弁</u>、<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u>、<u>サブ</u></p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>低圧原子炉代替注水（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u>、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>、<u>低圧原子炉代替注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び<u>代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、<u>差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）</u>、原子炉圧力容器及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>大量送水車</u>、ホース・接続口、<u>低圧原子炉代替注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁</u>、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、<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。<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>高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>高圧原子炉代替注水ポン</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・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</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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替注水系(蒸気系)配管・弁, <u>主蒸気系配管・弁</u>, 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁, 高圧代替注水系(注水系)配管・弁, <u>復水補給水系配管</u>, <u>高圧炉心注水系配管・弁</u>, 残留熱除去系配管・弁 <u>(7号炉のみ)</u>, 給水系配管・弁・スパージャ, 原子炉圧力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬型直流電源設備, 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は, 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1.8.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し, 原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。あわせて, その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧炉心注水系</u> <u>モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり, 十分な期間の運転継続はできないが, 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</u> ・<u>制御棒駆動系</u> 発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず, 加えて耐震性が確保されていないが, 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下し 	<p>レッション・チェンバ, <u>高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁</u>, <u>主蒸気系配管・弁</u>, 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁, <u>高圧代替注水系(注水系)配管・弁</u>, <u>高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u>, 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁, 原子炉圧力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち, 代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・チェンバ, 残留熱除去系熱交換器, 代替循環冷却系配管・弁, 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ, 原子炉圧力容器, 残留熱除去系海水系ポンプ, 残留熱除去系海水系ストレーナ, 緊急用海水ポンプ, 緊急用海水系ストレーナ, 常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></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1.8.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により, <u>溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面</u>への落下を遅延又は防止し, 原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。あわせて, その理由を示す。</p>	<p>プ, サプレッション・チェンバ, <u>高圧原子炉代替注水系(蒸気系)配管・弁</u>, <u>原子炉浄化系配管</u>, 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁, <u>高圧原子炉代替注水系(注水系)配管・弁</u>, <u>原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁</u>, <u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</u>, <u>主蒸気系配管</u>, 給水系配管・弁・スパージャ, 原子炉圧力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬型直流電源設備及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>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1.8.1)</p> <p>以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止し, 原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また, 以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため, 自主対策設備として位置付ける。併せて, その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動水圧ポンプ, 復水貯蔵タンク, 制御棒駆動水圧系配管・弁</u> <u>発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず, 加えて耐震性が確保されていないが, 原</u> 	<p>置付ける</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・設備の相違【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違【東海第二】 ②の相違 ・運用の相違【東海第二】 ③の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>た溶融炉心を冷却し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u> 耐震性は確保されていないが、<u>常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、ろ過水タンク、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、<u>復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同等の機能(流量)を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合におい</u></p>	<p>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、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</u>の復旧には不確実さがあり、<u>使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>復水移送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁</u> 耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。</p> <p>・<u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u>、<u>ろ過水貯蔵タンク</u>、<u>多目的タンク及び消火系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</p>	<p><u>子炉冷却圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>復水輸送ポンプ</u>、<u>復水貯蔵タンク</u>、<u>復水輸送系配管・弁</u> <u>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>補助消火ポンプ</u>、<u>消火ポンプ</u>、<u>補助消火水槽</u>、<u>ろ過水タンク</u>、<u>消火系配管・弁</u></p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</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<u>四十八条</u>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 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,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号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の消火系はペDESTAL代替注水</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>て、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・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<u>事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）</u>（以下「SOP」という。）、<u>AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順</u>に定める（第1.8.1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1.8.2表、第1.8.3表）。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.2)</p>	<p style="text-align: right;">(添付資料1.8.2)</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u>」及び「b. <u>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</u>」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等^{※4}及び重大事故等対応要員の対応として「<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1.8-1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1.8-2表、第1.8-3表）。</p> <p><u>※4 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.3)</p>	<p style="text-align: right;">(添付資料1.8.2)</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・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、運転員及び緊急時災害対策要員の対応として、<u>AM設備別操作要領書</u>, <u>事故時操作要領書（シビアアクシデント）</u>（以下「SOP」という。）及び<u>原子力災害対策手順書</u>に定める。（第1.8-1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1.8-2表、第1.8-3表）</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.3)</p>	<p>系（常設）又は（可搬型）と同等の流量は確保できないため記載していない</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央制御室の運転員にて対応（以下、⑩の相違）</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順</p> <p>(1) 格納容器下部注水</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</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格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準】</p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合*¹で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合*²。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候*³及び破損によるパラメータの変化*⁴により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合*²。</p>	<p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順</u></p> <p>(1) <u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u></p> <p>a. <u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</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の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。</u>その際の注水量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱による蒸発量相当とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【<u>ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作の判断基準</u>】</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合*¹で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合*²。</u></p> <p>【<u>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準</u>】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候*³及び破損によるパラメータの変化*⁴により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合*²。</u></p>	<p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部注水</u></p> <p>a. <u>ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</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の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（常設）により<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p><u>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</u></p> <p><u>なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【<u>原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準</u>】</p> <p><u>損傷炉心の冷却が未達成の場合*¹で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合*²。</u></p> <p>【<u>原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準</u>】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候*³及び破損によるパラメータの変化*⁴により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合*²。</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※ 1: 「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃ に達した場合。</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>※ 3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※ 4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。</p> <p>(b) 操作手順 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図に、概要図を第 1.8.3 図に、タイムチャートを第 1.8.4 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、運転員に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</p>	<p>※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。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達により確認する。</p> <p>※4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p> <p>(添付資料1.8.8)</p> <p>(b) 操作手順 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-4図に、タイムチャートを第1.8-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</p>	<p>※ 1: 「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃ に達した場合。</p> <p>※ 2: 設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。</p> <p>※ 3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※ 4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL 水温指示値の上昇又は喪失により確認する。</p> <p>(b) 操作手順 ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-5 図、タイムチャートを第 1.8-6 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉圧力容器の破損の徴候判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</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） ⑪の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② <u>現場運転員E及びFは、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>③ <u>中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>④ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、格納容器下部注水系（常設）が使用可能か確認する。</u></p>	<p>② <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>③ <u>運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p> <p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p>	<p>②^a <u>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、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-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。</u></p> <p>②^b <u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-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。</u></p> <p>③ <u>中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>④ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、C/C一次側にて切替可能な設備を設置</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 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、通常運転時から原子炉格納容器下部に水を確保しないことから、水位維持のための流入水の制限及び排水ラインの確保は考慮不要</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号炉は、操作者及び確認者の2名を記載（以下、⑬の相違）</p> <p>【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策本部に負荷容量</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑤ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑥ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑦ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧ <u>当直副長は、運転員に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑨ ^a <u>原子炉格納容器下部への初期水張りの場合</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流量調整弁の全開操作を実施し、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）指示値の上昇（90m³/h 程度）により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）</u></p>	<p>⑤ <u>運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプの起動操作を実施し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の系統構成として、常設低圧代替注水系系統分離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦ <u>発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始を指示する。</u></p> <p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</p> <p>⑧ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調</u></p>	<p>⑤ <u>中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥ <u>中央制御室運転員 A は、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦ <u>当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。</u></p> <p>[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]</p> <p>⑧ <u>中央制御室運転員 A は、FLSR注水隔離弁の全開操作を実施し代替注水流量（常設）指示値の上昇（200m³/h程度）により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約</u></p>	<p>確認を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、バイパス流防止措置は不要 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2号炉の吐出圧力の規定値は、添付資料 1.8.6-2 にて記載 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑥の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑥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>到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>⑨^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、下部ドライウエル注水流量調節弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量 (35～70m³/h) に調整し、注水を継続する。</p>	<p>整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、格納容器下部水位(高さ1m超検知用)が1m(約27m³)を超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL(ドライウエル部)への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水の場合】</p> <p>⑨^a 運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑩^a 発電長は、運転員等にペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL(ドライウエル部)への注水を指示する。</p> <p>⑩^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合 運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)で0.2m未満であることを確認後、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位を0.5m～1.0mに維持するため、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</p> <p>⑩^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合 運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)で0.2m以上であることを確認後、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位を2.25m～2.75mに維持するため、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</p>	<p>225m³) 到達後、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を停止する。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の場合]</p> <p>⑨^a 中央制御室運転員 A は F L S R 注水隔離弁を開とし、崩壊熱除去に余裕をみた注水流量 (12～60m³/h) に調整し、注水を継続する。</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 F C I, M C C I への影響を考慮したペDESTAL水位管理値の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 崩壊熱除去に必要な注水流量の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は、水位管理にて対応することとしている</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>⑩ <u>現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の全開操作）を実施する。</u></p> <p>⑪ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>復水貯蔵槽</u>の補給を依頼する。</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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで35分以内で可能である。</u></p> <p><u>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.8.3-1, 1.8.3-3)</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから<u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を<u>運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、17分以内で可能である。</u> <p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を<u>運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、1分以内で可能である。</u> 	<p>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>低圧原子炉代替注水槽</u>の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水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><u>【原子炉格納容器下部への初期水張りの場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室運転員<u>1名及び現場運転員2名にて実施した場合、30分以内で可能である。</u> <p><u>【原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室運転員<u>1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。</u> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 1.8.4-1)</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系（常設）を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</p> <p>・運用、体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備構成、対応する要員及び所要時間の相違（以下、⑩の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系（常設）を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>d. <u>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>格納容器下部注水系 (常設) 及び消火系によりペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL (ドライウエル部) に注水を実施する。</u>その際は、<u>サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m～2.75mに維持する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【<u>ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保操作の判断基準</u>】</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{*1}で、格納容器下部注水系 (常設) 及び消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができず、補給水系が使用可能な場合^{*2}。</u></p>	<p>b. <u>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系 (常設) により、<u>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</u></u></p> <p><u>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ<u>原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</u></u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>原子炉格納容器下部への注水を継続する。</u>その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>【<u>原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準</u>】</p> <p><u>復水輸送系 (スプレイ管使用) の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、<u>ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系 (スプレイ管使用) が使用可能な場合^{*2}。</u></u></p> <p><u>復水輸送系 (ペDESTAL注水配管使用) の場合は、<u>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系 (常設) 、復水輸送系 (スプレイ</u></u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、<u>原子</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>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水操作の判断基準】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系 (常設) 及び消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができず、補給水系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1: 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。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源 (復水貯蔵タンク) が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下 (喪失)、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度 (下鏡部) 指示値が300℃到達により確認する。</p>	<p>管使用) 及び消火系 (スプレイ管使用) による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系 (ペDESTAL注水配管使用) が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]</p> <p>復水輸送系 (スプレイ管使用) の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系 (常設)、復水輸送系 (ペDESTAL注水配管使用) 及び消火系 (ペDESTAL注水配管使用) による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系 (スプレイ管使用) が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>復水輸送系 (ペDESTAL注水配管使用) の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系 (ペDESTAL注水配管使用) が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1: 「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源 (復水貯蔵タンク) が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</p>	<p>炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系を優先して使用</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 原子炉圧力容器の破損の徴候判断のマネジ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>※4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.8.8)</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-10図に、タイムチャートを第1.8-11図に示す。</p>	<p>※4: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温指示値の上昇又は喪失により確認する。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>復水輸送系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-7図に、タイムチャートを第1.8-8図に示す。</p> <p>【スプレイ管使用の場合】</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員Aは、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。</p> <p>[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、RPV/PCV注入流量指</p>	<p>メントの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備</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>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p>	<p><u>示値が 120m³/h となるよう A-RHR RPV 代替注水弁を調整開とし、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</u></p> <p><u>なお、ペDESTAL 水位にて +2.4m (総注水量約 225m³) 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p><u>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</u></p> <p>⑧^a <u>ペDESTAL 注入配管が使用可能な場合</u> <u>中央制御室運転員 A は、MUW PCV 代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) に調整し、注水を継続する。</u></p> <p>⑧^b <u>ペDESTAL 注入配管が使用不可な場合</u> <u>中央制御室運転員 A は、A-RHR RPV 代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) に調整し、注水を継続する。</u></p> <p>⑨ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系による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へ報告する。</u></p> <p>【ペDESTAL 注水配管使用の場合】</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復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</u></p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩⑪の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、電源確保手順を 1.14 にて整理</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、通常運転時から原子炉格納容器下部に水を確保しないことから水位維持のための流入水の制限及び排水ラインの確保は考慮不要</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>④運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えを依頼する。</p> <p>⑥災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切替えを指示する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切替えを実施し、連絡配管閉止フランジの切替え完了について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑧運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系-消火系連絡ライン止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑨運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑪発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑬運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL</p>	<p>②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、閉止フランジはない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の復水輸送系-消火系の連絡弁は、消火系側に設置されているため、復水輸送系による注水時は開操作不要</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策本部に負荷容量確認を実施</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉のヘッダ圧力の規定値は、添付</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>(ドライウエル部) への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑭発電長は、<u>運転員等に補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水開始を指示する。</u></p> <p>【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇 (80m³/h程度) により注水されたことを確認し、<u>発電長に報告する。</u></u></u></p> <p>なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、<u>格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) が1mを超える水位を検知したことを確認した後、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) への注水を停止する。その後、<u>ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</u></u></u></u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、<u>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が始まったことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認した後、<u>発電長に報告する。</u></u></u></p> <p>⑰発電長は、<u>運転員等にペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL (ドライウエル部) への注水を指示する。</u></p> <p>⑱^a溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</p> <p><u>運転員等は中央制御室にて、<u>溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満であることを確認後、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m~1.0mに維持するため、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水</u></u></u></u></p>	<p>⑥当直副長は、<u>中央制御室運転員に復水輸送系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水開始を指示する。</u></p> <p>【原子炉格納容器下部への初期水張りの場合】</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、<u>MUW PCV代替冷却外側隔離弁を全開操作し、<u>ペDESTAL注水流量指示値の上昇 (120m³/h程度) 、<u>ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、<u>当直副長に報告する。</u></u></u></u></p> <p>なお、<u>ペDESTAL水位にて+2.4m (総注水量約70m³) 到達後、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を停止する。</u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合】</p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、<u>MUW PCV代替冷却外側隔離弁を開とし、<u>崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) に調整し、<u>注水を継続する。</u></u></u></p>	<p>資料 1.8.6-2 にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違 <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</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>c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水 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、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p>	<p><u>流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合 <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持するため、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。 <u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</u> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、108分以内で可能である。 <u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、1分以内で可能である。 <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(添付資料 1.8.4)</p> <p>c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p>	<p>(c) 操作の成立性 <u>上記の操作は、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水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> <u>【原子炉格納容器下部への初期水張りの場合】</u> ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、20分以内で可能である。 <u>【原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合】</u> ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。</p> <p>(添付資料 1.8.4-2)</p> <p>c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場操作は不要</p> <p>・運用、体制の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場操作は不要</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>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。</p> <p>その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 [原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]</p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場</p>	<p>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL(ドライウエル部)に注水を継続する。その際は、サブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位を2.25m~2.75mに維持する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 【ペDESTAL(ドライウエル部)水位確保操作の判断基準】</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}で、格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水操作の判断基準】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断し</p>	<p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 [原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]</p> <p>消火系(スプレイ管使用)の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系(常設)及び復水輸送系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系(スプレイ管使用)が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>消火系(ペDESTAL注水配管使用)の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系(常設)、復水輸送系(スプレイ管使用)、消火系(スプレイ管使用)及び復水輸送系(ペDESTAL注水配管使用)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系(ペDESTAL注水配管使用)が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]</p> <p>消火系(スプレイ管使用)の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化[*]</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系を優先させる</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>合で、<u>格納容器下部注水系(常設)</u>による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2:設備に異常がなく、<u>燃料及び水源(ろ過水タンク)</u>が確保されている場合。</p> <p>※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、<u>原子炉格納容器内の圧力の上昇</u>、<u>原子炉格納容器内の温度の上昇</u>により確認する。</p>	<p>た場合で、<u>格納容器下部注水系(常設)</u>によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:<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<u>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:設備に異常がなく、<u>電源、燃料及び水源(ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク)</u>が確保されている場合。</p> <p>※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下(喪失)、制御棒の位置表示の喪失数増加及び<u>原子炉圧力容器温度(下鏡部)指示値が300℃到達により確認する</u>。</p> <p>※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)</u>若しくは<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)</u>の上昇又は<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ落下検知用)</u>若しくは<u>格納容器下部水温(水温計兼デブリ堆積検知用)指示値の喪失により確認する</u>。</p>	<p>⁴により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>ペDESTAL代替注水系(常設)及び復水輸送系(ペDESTAL注水配管使用)</u>、消火系(<u>ペDESTAL注水配管使用</u>)及び復水輸送系(<u>スプレイ管使用</u>)による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水ができず、消火系(<u>スプレイ管使用</u>)が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>消火系(ペDESTAL注水配管使用)の場合は、<u>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合</u>で、<u>ペDESTAL代替注水系(常設)</u>、<u>復水輸送系(ペDESTAL注水配管使用)</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水ができず、消火系(<u>ペDESTAL注水配管使用</u>)が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:「<u>損傷炉心の冷却が未達成</u>」は、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合</u>。</p> <p>※2:設備に異常がなく、<u>電源及び水源(補助消火水槽又はろ過水タンク)</u>が確保されている場合。</p> <p>※3:「<u>原子炉圧力容器の破損の徴候</u>」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加</u>により確認する。</p> <p>※4:「<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>原子炉圧力指示値の低下</u>、<u>ドライウェル圧力指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL水温度指示値の上昇</u>又は<u>喪失により確認する</u>。</p>	<p>島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系を優先させる</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 原子炉圧力容器の破損の徴候判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</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) (添付資料1.8.8)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.1図に、概要図を第1.8.8図に、タイムチャートを第1.8.9図に示す。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-8図に、タイムチャートを第1.8-9図に示す。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-9図に、タイムチャートを第1.8-10図に示す。</p> <p><u>(補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合について、手順⑤⑧以外同様)</u></p> <p><u>【スプレイ管使用の場合】</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤^a補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合 中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。</p> <p>⑤^b消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合 中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員Aは、CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、A-RHRドライウエル第</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</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>1 スプレイ弁及びA-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><u>[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]</u></p> <p><u>⑧^a補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u></p> <p><u>中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇(120m³/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p><u>なお、ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約225m³)到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p><u>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</u></p> <p><u>⑧^b消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u></p> <p><u>中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇(75m³/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p><u>なお、ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約225m³)到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p><u>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</u></p> <p><u>⑨^aペDESTAL注入配管が使用可能な場合</u></p> <p><u>中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量(12~60m³/h)に調整し、注水を継続する。</u></p> <p><u>⑨^bペDESTAL注入配管が使用不可な場合</u></p> <p><u>中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量(12~60m³/h)に調整し、注水を継続する。</u></p> <p><u>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉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へ報告する。</u></p>	<p>備考</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩⑪の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水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、緊急時対策本部に消火系による原子炉格納容器下部への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p> <p>③ 現場運転員C及びDは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④ 中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤ 中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② 運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③ 運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL(ドライウエル部)への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</p> <p>④ 運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤ 運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>【ペDESTAL注水配管使用の場合】</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。</p> <p>④ 中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。</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、中央制御室から起動可能 ・記載方針の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、電源確保手順を1.14にて整理 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、通常運転時から原子炉格納容器下部に水を確保しないことから水位維持のための流入水の制限及び排水ラインの確保は考慮不要 ・体制の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑪⑬の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑥ 中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、<u>復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁の全開操作及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作</u>を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑦ <u>5号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動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 <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑨ 当直副長は<u>中央制御室運転員</u>に消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。</p> <p>⑩^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>下部ドライウエル注水流量調節弁の全開操作</u>を実施し、<u>復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)指示値の上昇(90m³/h程度)</u>により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</p> <p>なお、<u>格納容器下部水位にて+2m(総注水量180m³)到達後</u>、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p>	<p>⑥ <u>運転員等は、発電長に消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦ <u>発電長は、運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑧ <u>運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑨ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁の全開操作</u>を実施し、<u>発電長に消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑩ <u>発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水開始を指示する。【ペDESTAL(ドライウエル部)水位確保】</u></p> <p>⑪ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇(80m³/h程度)</u>により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注</u></p>	<p>⑤^a <u>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。</u></p> <p>⑤^b <u>消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥ <u>中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、<u>CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作</u>を実施し、<u>当直副長に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></u></p> <p>⑦ <u>当直副長は中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。【原子炉格納容器下部への初期水張りの場合】</u></p> <p>⑧^a <u>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、<u>MUW PCV代替冷却外側隔離弁の開操作</u>を実施し、<u>ペDESTAL注入流量指示値の上昇(110m³/h程度)</u>、<u>ペDESTAL水位指示値の上昇</u>により注水されたことを確認し、<u>当直副長に報告する。</u></u></p> <p>なお、<u>ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約70m³)到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違 ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉のヘッド圧力の規定値は、添付資料1.8.6-2にて記載 ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・運用の相違 【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、緊急時対策本部を経由した報告は不要 ・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違による注水流量の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑩^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>下部ドライウエル注水流量調節弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量 (35～70m³/h) に調整し、注水を継続する。</u></p>	<p>水流量を80m³/hに調整し、<u>格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】</p> <p>⑫<u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬<u>発電長は、運転員等にペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL (ドライウエル部) への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑭^a<u>溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満であることを確認後、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m～1.0mに維持するため、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑭^b<u>溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)</u></p>	<p>⑧^b<u>消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合</u> <u>中央制御室運転員 A は、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇 (70m³/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u> <u>なお、ペDESTAL水位にて+2.4m (総注水量約70m³) 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u> [原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</p> <p>⑨<u>中央制御室運転員 A は、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12～60m³/h) に調整し、注水を継続する。</u></p>	<p>F C I, M C C I への影響を考慮したペDESTAL水位管理値の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑪⑬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、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</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>⑩ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉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。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者) 、 現場運転員 2 名及び5 号炉運転員 2 名にて作業を実施した場合、</u>作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約 <u>30 分</u>で可能である。</p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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;">(添付資料 1.8.3- 3)</p>	<p><u>で0.2m以上であることを確認後、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m~2.75mに維持するため、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に調整し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>54分以内</u>で可能である。 <p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、<u>1分以内</u>で可能である。 <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.4)</p>	<p><u>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉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へ報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器下部への注水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><u>[原子炉格納容器下部水位確保の場合]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室運転員 <u>1名</u>にて実施した場合、<u>25分以内</u>で可能である。 <p><u>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室運転員 1名にて実施した場合、<u>10分以内</u>で可能である。 <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.4-3)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用、体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、中央操作のみのため記載していない

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>d. <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</u></p> <p><u>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</u></p> <p><u>なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サブレーション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。</u></p> <p><u>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]</u></p> <p><u>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]</u></p> <p><u>原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</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>容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。</u></p> <p>※2：<u>設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</u></p> <p>※3：<u>「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</u></p> <p>※4：<u>「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL 雰囲気温度指示値の上昇，ペDESTAL 水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に，概要図を第 1.8-11 図に，タイムチャートを第 1.8-12 図及び第 1.8-13 図に示す。（格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南），格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は，手順⑥⑩⑭以外は同様）</u></p> <p>①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</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>格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口への格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>③緊急時対策本部は，当直長に<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに，緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示す</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>る。</p> <p>④^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>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、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又は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。</u></p> <p>④^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>現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又は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。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>⑥^a格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した<u>原子炉格納容器下部への注水の場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑥^b格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した<u>原子炉格納容器下部への注水の場合</u> <u>中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成としてB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑥^c格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した<u>原子炉格納容器下部への注水の場合</u> <u>（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム</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>による影響がある場合)</p> <p>中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として中央制御室にてB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による送水準備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>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策要員に指示する。</p> <p>⑨当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。</p> <p>⑩^a格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m³/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩^b格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (西) を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m³/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩^c格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 緊急時対策要員は、ACSS B-注水ライン止め</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量にて120m³/hとなるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水が開始されたことを格納容器代替スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。</p> <p>[<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張りの場合]</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約225m³）到達後、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の停止を緊急時対策要員に指示する。</p> <p>[<u>原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部</u>への注水の場合]</p> <p>⑬当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を經由して緊急時対策要員に指示する。なお、原子炉圧力容器破損後、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能であれば、ペDESTAL代替注水系（可搬型）により<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を実施する。</p> <p>⑭^a格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の場合 緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、ACSS A-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）にて<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を実施する。</p> <p>⑭^b格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の場合 緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、ACSS B-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>60m³/h) にて<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を実施する。</p> <p>⑭°格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</p> <p>緊急時対策要員は, 中央制御室運転員の指示に基づき, <u>ACSS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後, 可搬型バルブの弁開度を調整し, 崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12~60m³/h) にて原子炉格納容器下部</u>への注水を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作のうち, 運転員が実施する原子炉建物での系統構成を, 中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから 25 分以内で可能である。</p> <p>また, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作のうち, 緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p>【格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) 又は格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (西) を使用する場合】</p> <p>緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 2 時間 10 分以内</p> <p>【格納容器代替スプレイ系 (建物内) を使用する場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】</p> <p>緊急時対策要員 12 名にて実施した場合: 3 時間 10 分以内</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作は, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (南) 又は格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (西) を使用する場合, 作業開始を判断してから<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張り開始</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、<u>原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量</u>とする。</p> <p>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により復</p>	<p>b. <u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>、消火系及び補給水系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>により<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水を継続する。その際は、<u>サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</u></p> <p>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により</p>	<p><u>を確認するまで2時間10分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3時間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。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p><u>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.4-4)</p> <p>e. <u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ペDESTAL代替注水系（常設）</u>、<u>復水輸送系</u>及び消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>により<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p><u>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を継続する。その際の注水流量は、<u>サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量</u>とする。</p> <p>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 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>水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 [原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]</p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p>	<p>原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 【<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>水位確保操作の判断基準】</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合</u>^{*1}で、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>【<u>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水操作の判断基準】</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>、消火系及び補給水系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水ができず、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p>	<p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 [<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張りの判断基準]</p> <p><u>損傷炉心の冷却が未達成の場合</u>^{*1}で、<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>[原子炉圧力容器破損後の<u>原子炉格納容器下部</u>への注水操作の判断基準]</p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p>	<p>炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、常設と並行で可搬設備による対応も着手</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※ 1: 「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃ に達した場合。</p> <p>※ 2: 設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p> <p>※ 3: 「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※ 4: 「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、<u>原子炉格納容器内の圧力の上昇</u>、<u>原子炉格納容器内の温度の上昇</u>により確認する。</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</u>、又は<u>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压力容器温度で300℃以上を確認した場合</u>。</p> <p>※ 2: 設備に異常がなく、<u>電源</u>、燃料及び水源（<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>※ 3: 「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下（<u>喪失</u>）、<u>制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉压力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達</u>により確認する。</p> <p>※ 4: 「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失</u>により確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.8.8)</p>	<p>※ 1: 「<u>損傷炉心の冷却が未達成</u>」は、<u>原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合</u>。</p> <p>※ 2: 設備に異常がなく、<u>電源</u>、燃料及び水源（<u>輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）</u>）が確保されている場合。</p> <p>※ 3: 「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、<u>原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加</u>により確認する。</p> <p>※ 4: 「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下</u>、<u>ドライウェル圧力指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇</u>、<u>ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失</u>により確認する。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉压力容器の破損の徴候判断のマネジメントの相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉压力容器の破損判断のマネジメントの相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.1 図に、概要図を第1.8.5 図に、タイムチャートを第1.8.6 図及び第1.8.7 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、運転員に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水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、緊急時対策本部に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-6図に、タイムチャートを第1.8-7図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</p> <p>③発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1 図及び第1.8-2 図に、概要図を第1.8-14 図に、タイムチャートを第1.8-15 図及び16 図に示す。（ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は、手順⑩⑭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、運転員にペDESTAL代替注水系 配管を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水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、緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口へのペDESTAL代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>③緊急時対策本部は、当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</p> <p>④^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、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原</p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉のホース接続依頼については手順②にて記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩⑭の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 東海第二の接続口への接続依頼は、手順①にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、C /</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ <u>現場運転員 C 及び D は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>④ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>⑤ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑥^a <u>MUWC 接続口内側隔離弁(B)を使用する場合</u> <u>緊急時対策要員は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、屋外にて MUWC 接続口内側隔離弁(B)の全開操作（遠隔手動弁操作設備による操作）を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>MUWC 接続口内側隔離弁(A)を使用する場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成と</u></p>	<p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL 注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL 注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>⑤ <u>運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p>	<p><u>子炉格納容器下部への注水に必要な MUW PCV 代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>④^b <u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合</u> <u>現場運転員 B 及び C は、SA 電源切替盤にて、ペDESTAL 代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な MUW PCV 代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>⑤ <u>中央制御室運転員 A は、ペDESTAL 代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p>	<p>C 一次側にて切替可能な設備を設置</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"> ・体制の相違 <p>【東海第二】 ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、通常運転時から原子炉格納容器下部に水を確保しないことから水位維持のための流入水の制限及び排水ラインの確保は考慮不要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩⑬の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、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】 島根 2 号炉の接続口の隔離弁は原子炉建物外側のみ</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>して、<u>非管理区域にてMUWC接続口内側隔離弁(A)の全開操作(遠隔手動弁操作設備による操作)を実施する。</u></p> <p>⑦ 中央制御室運転員A及びBは、<u>格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、下部ドライウエル注水流量調整弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧ 緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備、ホース接続及び起動操作を行い、格納容器下部注水系(可搬型)による送水準備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>⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑩ 当直副長は、<u>中央制御室運転員に格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。</u></p> <p>⑪ 緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)又はMUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>⑦ <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の系統構成として、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧ <u>重大事故等対応要員は、格納容器下部注水系(可搬型)による送水準備完了について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</u></p> <p>⑨ <u>災害対策本部長代理は、発電長に格納容器下部注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告する。</u></p> <p>⑩ <u>発電長は、運転員等に格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水の確認を指示する。</u></p> <p>⑪ <u>重大事故等対応要員は、格納容器下部注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し、送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</u></p>	<p>⑥ <u>中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてMUW PCV代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦ <u>緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)による送水準備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 <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系(可搬型)として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策要員に指示する。</u></p> <p>⑨ <u>当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。</u></p> <p>⑩ <u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)接続口(南)を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合、緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、APFS A-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑪⑫⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備の起動、注水開始の連絡について、当直長と緊急時対策要員が直接行う(以下、⑮の相違)</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑫ 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し、当直副長に報告する。</p> <p>⑬^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合 当直長は、当直副長の依頼に基づき、格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策本部に依頼する。</p>	<p>⑫ 運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。</p> <p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】</p> <p>⑬ 運転員等は中央制御室にて、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑭ 発電長は災害対策本部長代理にペDESTAL（ドライウエル部）への注水の停止を依頼する。</p> <p>⑮ 災害対策本部長代理は重大事故等対応要員にペDESTAL（ドライウエル部）への注水の停止を指示する。</p> <p>⑯ 重大事故等対応要員はペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑰ 運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位がベント管を通じた排水により低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉と</p>	<p>⑩^b ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、APFS B-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩^c ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合） 緊急時対策要員は、APFS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪ 中央制御室運転員 A は中央制御室にて、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことをペDESTAL代替注水流量指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。</p> <p>〔原子炉格納容器下部への初期水張りの場合〕</p> <p>⑫ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約 70m³）到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策要員に指示する。</p>	<p>・設備の相違 【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>・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫⑬の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 FCI, MCC Iへの影響を考慮したペDESTAL水位管理値の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑬^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合</p> <p>当直長は、当直副長の依頼に基づき、崩壊熱除去に必要な注水流量 (35～70m³ /h) を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) にて継続して送水するよう緊急時対策本部に依頼する。</p>	<p>なることを確認する。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】</p> <p>⑱^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</p> <p>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満であることを確認し、発電長に報告する。また、発電長は災害対策本部長代理にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を依頼する。</p> <p>⑲^a 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を指示する。</p> <p>⑳^a 重大事故等対応要員は、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水を実施し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>㉑^a 発電長は、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m～1.0mに維持するため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に格納容器下部注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにて送水するよう災害対策本部長代理に依頼する。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】</p> <p>⑱^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合</p> <p>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m以上であることを確認し、発電長に報告する。また、発電長は災害対策本部長代理にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を依頼する。</p> <p>⑲^b 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を指示する。</p> <p>⑳^b 重大事故等対応要員は、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水を実施し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>㉑^b 発電長は、ペDESTAL (ドライウエル部) の水</p>	<p>[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</p> <p>⑬当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量 (12～60m³/h) を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を経由して緊急時対策要員に指示する。</p>	<p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑫の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉圧力容器破損後は崩壊熱除去に余裕をみた流量で注水を継続するが、東海第二は水位管理にて対応することとしている</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>位を2.25m～2.75mに維持するため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにて送水するように災害対策本部長代理に依頼する。</p>	<p>⑭^aペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS A-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>⑭^bペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合 緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>⑭^cペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合） 緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m³/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による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へ報告する。</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>(c) 操作の成立性</p> <p><u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合に必要な時間は約35分である。</p> <p>また、<u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での<u>格納容器下部注水系(可搬型)</u>による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p>	<p>(c) 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格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから25分以内で可能である。</u></p> <p>また、<u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系(可搬型)による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p>	<p>備考</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>〔防火水槽を水源とした送水〕</u> <u>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</u> <u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）〕</u> <u>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</u> <u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）〕</u> <u>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</u></p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで<u>約330分</u>で可能である。</p>	<p><u>【高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽） ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内で可能である。</p> <p><u>【高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備） ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内で可能である。</p> <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽） ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内で可能である。</p> <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備） ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、</p>	<p><u>【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】</u> <u>緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内</u></p> <p><u>【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】</u> <u>緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内</u></p> <p><u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3時間10分以内で可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 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 【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】 使用する水源及び接続口の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.8.3-2, 1.8.3-3)</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、320分以内で可能である。</u></p> <p>【高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名、<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、20分以内で可能である。</u> <p>【高所西側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名、<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、20分以内で可能である。</u> <p>【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名、<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、20分以内で可能である。</u> <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。<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u>として使用する<u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び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 1.8.4, 添付資料 1.8.10)</p>	<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u>として使用する<u>大量送水車</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.8.4-5)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。</p> <p>d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧代替注水系が使用可能な場合*²。</p>	<p>1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。</p> <p>溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、<u>低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、<u>原子炉底部からジェットポンプ上端 (以下「原子炉水位L0」という。) 以上まで水位を回復させるために必要な原子炉注水量を注水する。</u>その後、原子炉水位をL0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。</p> <p>f. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系</u></p>	<p>1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。</p> <p><u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止のための原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</u></p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、<u>原子炉底部から原子炉水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</u>その後、原子炉水位をレベル0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。</p> <p>a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、<u>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧原子炉代替</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、常設と並行で可搬設備による対応も着手</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 水位不明時の対応操作について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1：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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、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 <u>高圧代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。</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）</u>にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで<u>15分以内</u>で可能である。</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合※1において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合※2。 ※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</p>	<p>が使用可能な場合※2。</p> <p>※1：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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：原子炉圧力指示値が0.69MPa[gage]以上ある場合において、設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>高圧代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水については、「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名</u>にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで10分以内で可能である。</p> <p>g. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合※1において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合※2。 ※1：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</p>	<p><u>注水系</u>が使用可能な場合※2。</p> <p>※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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常が無く、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉压力容器への注水手順については「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は<u>中央制御室運転員1名</u>にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで<u>10分以内</u>で可能である。</p> <p>b. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合※1において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合※2。 ※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</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、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倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている 記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の原子炉圧力の規定値は、添付資料1.8.6-1にて記載 体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 ⑭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>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(ほう酸水注入系貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.17図に、タイムチャートを第1.8.18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、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>③ 中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</u></p> <p>⑤ 中央制御室運転員A及びBは、ほう酸水注入系ポンプ(A)又は(B)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプA」位置(B系を起動する場合は「ポンプB」位置)にすることで、<u>ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が全開となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉</u></p>	<p>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:設備に異常がなく、電源及び水源(ほう酸水貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-22図に、タイムチャートを第1.8-23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</u>にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>運転員等</u>は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③ <u>運転員等</u>は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ(A)又はほう酸水注入ポンプ(B)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置(B系を起動する場合は「SYS B」位置)にすることで、<u>ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほ</u></p>	<p>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:設備に異常がなく、電源及び水源(ほう酸水貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-17図に、タイムチャートを第1.8-18図に示す。</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</u>にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>中央制御室運転員A</u>は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。</u></p> <p>④ <u>中央制御室運転員A</u>は、<u>A又はB-ほう酸水注入ポンプの起動操作(ほう酸水注入系起動用COSを「A系統」位置(B系を起動する場合は「B系統」位置)にすることで、A(B)-SLCタンク出口弁及びA(B)-SLC注入弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう</u></p>	<p>・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倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ①②の相違 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源確保手順を1.14にて整理</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ①③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7、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>圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施し、発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。</p> <p>⑥ 当直副長は、<u>ほう酸水注入系ポンプの運転時間によりほう酸水注入系貯蔵タンクの液位を推定し</u>、ほう酸水の全量注入完了を確認後、中央制御室運転員にほう酸水注入系ポンプの停止を指示する。</p> <p>⑦ 中央制御室運転員 A 及び B は、ほう酸水注入系ポンプを停止し、当直副長に報告する。</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ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで<u>約 20 分</u>で可能である。 <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施し、<u>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。</u></p> <p>④ 発電長は、<u>運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し</u>、ほう酸水の全量注入完了を確認後、ほう酸水注入ポンプを停止するよう指示する。</p> <p>⑤ <u>運転員等</u>は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプを停止し、<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名</u>にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで<u>2分以内</u>で可能である。</p>	<p>酸水注入が開始される。) を実施し、<u>発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。</u></p> <p>⑤ 当直副長は、<u>中央制御室運転員にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し</u>、ほう酸水の全量注入完了を確認後、ほう酸水注入ポンプの停止するよう指示する。</p> <p>⑥ <u>中央制御室運転員 A</u>は、ほう酸水注入ポンプを停止し、<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員 1 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで<u>10 分以内</u>で可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.8.4-6)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、中央制御室の監視計器により全量注水を確認 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・体制及び運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は中央操作のみ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u> <u>全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を確保することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u> <u>全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧炉心注水系が使用可能な場合*1。</u></p> <p><u>※ 1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u> <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水については、「1.2.2.3(1)c. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u> <u>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水開始まで約25分で可能である。</u></p>			<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 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>f. 制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により制御棒駆動系の電源を確保し、原子炉压力容器の下部への注水を実施することで、原子炉压力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉压力容器の破損の進展を抑制する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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、原子炉压力容器への高圧注水機能が喪失し、制御棒駆動系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水については、「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場操作は、<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）</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水開始まで<u>約20分</u>で可能である。</p>		<p>c. <u>制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉压力容器への注水を実施することで、原子炉压力容器の下部に移動した熔融炉心を冷却し、原子炉压力容器の破損の進展を抑制する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) <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、制御棒駆動水圧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、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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.2.2.3(1)a. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(c) <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制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水開始まで15分以内で可能である。</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>給水・復水系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>第二代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型代替交流電源設備</u>により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>給水・復水系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>低圧原子炉注水系（常設）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※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。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>復水貯蔵槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>a. <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>給水・復水系</u>、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>常設代替交流電源設備</u>として使用する<u>常設代替高圧電源装置</u>又は<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>により<u>低圧代替注水系（常設）</u>の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、<u>給水・復水系</u>、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び<u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</p> <p>逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>給水・復水系</u>、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>低圧代替注水系（常設）</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1：<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</u>で<u>ドライウエル</u>又は<u>サプレッション・チェンバ</u>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<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</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：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>d. <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>復水・給水系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<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>により<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>また、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>が高圧の場合において、<u>復水・給水系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系</u>、<u>非常用炉心冷却系</u>及び<u>高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</p> <p>逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>復水・給水系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系</u>及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>が使用可能な場合^{*2}。</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：設備に異常がなく、電源、及び水源（<u>低圧原子炉代替注水槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の原子炉隔離時冷却系は非常用炉心冷却系に含めない（以下、⑩の相違）</p> <p>・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</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合における運用を明記</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑩の相違</p> <p>・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倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」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>(b) 操作手順</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.10図に、タイムチャートを第1.8.11図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員A及びBは、<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系(常設)が使用可能か確認する。</u></p> <p>④ <u>中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-12図に、タイムチャートを第1.8-13図に示す。</p> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>③ <u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-19図に、タイムチャートを第1.8-20図に示す。</p> <p>① <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>② ^a<u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合</u> <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、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>② ^b<u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合</u> <u>現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>③ <u>中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>④ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧原子炉代替注水系(常設)が使用可能か確認する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、C/C一次側にて切替可能な設備を設置 ・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,東海第二】 ⑪⑬の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策本部に負荷容量確認を実施 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、バイパス流防止措置は不要

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>⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水移送ポンプ (2台) の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦ 当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が<u>復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後</u>、運転員に低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑧^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し</u>、当直副長に報告するとともに原子炉</p>	<p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系 (常設) の使用モードを選択し、低圧代替注水系 (常設) を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認するとともに常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。</u></p> <p>⑤ <u>発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑥ <u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系C系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が始まったことを低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、(常設ライン狭帯域用) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇に</u></p>	<p>⑤ <u>中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプ (1台) の起動操作を実施し低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥ <u>中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の全開操作を行う。</u></p> <p>⑦ <u>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑧ <u>中央制御室運転員Aは、FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。</u></p> <p>⑨ <u>中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が始まったことを低圧原子炉代替注水配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ポンプの起動操作と弁の開操作は個別に行う ・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉の低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示地は、添付資料1.8.6にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑨^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>⑩ <u>現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の開操作）を実施する。</u></p> <p>⑪ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に<u>復水貯蔵槽</u>の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約12分で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。</u> 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>より確認し、<u>発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。</u></p>	<p>の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑩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>低圧原子炉代替注水槽</u>の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。</u> <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> (添付資料1.8.4-7)</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、レベル3～レベル8の間で制御する</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系（常設）を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</p> <p>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場操作があるため記載</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>e. <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)</u>、<u>代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水</u>ができない場合は、<u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u>を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>補給水系の運転状態確認後</u>、逃がし安全弁により減圧を実施する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) <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>低圧代替注水系(常設)</u>、<u>代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水</u>ができず、<u>補給水系</u>が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1：<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</u>でドライウェ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<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</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：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p>	<p>e. <u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、<u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</u>を実施する。</p> <p>また、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において</u>、<u>復水・給水系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系</u>、<u>非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水</u>ができない場合は、<u>復水輸送系の運転状態確認後</u>、逃がし安全弁により減圧を実施する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) <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>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、<u>復水輸送系</u>が使用可能な場合^{*2}。</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>設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)</u>が確保されている場合。</p>	<p>島根2号炉は、中央操作の成立性についても記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 【東海第二】 ④の相違 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する</p> <p>・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倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」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>(b) 操作手順</p> <p>補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-20図に、タイムチャートを第1.8-21図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>③発電長は、<u>災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えを依頼する。</u></p> <p>④災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切替えを指示する。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、<u>連絡配管閉止フランジの切替えを実施し、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切替えが完了したことを報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、<u>補給水系-消火系連絡ライン止め弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦運転員等はタービン建屋にて、<u>補助ボイラ冷却水元弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系消火系ライン弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-21図に、タイムチャートを第1.8-22図に示す。</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員Aは、<u>復水輸送系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③中央制御室運転員Aは、<u>復水輸送系バイパス流防止対策としてCWT T/B供給遮断弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>④中央制御室運転員Aは、<u>復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、<u>A-RHR注水弁の開操作を行う。</u></p>	<p>備考</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、閉止フランジの切替え操作は不要</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、消火系ライン側に連絡弁を設置</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央制御室から操作が可能</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑪の相違</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>⑨発電長は、<u>運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</u></p> <p>⑪発電長は、原子炉圧力指示値が<u>4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員)2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。</u> <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作</u></p>	<p>⑥当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に復水移送系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、<u>A-RHR RPV代替注水弁を開操作し原子炉注水を開始する。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことをRPV/PCV注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水移送系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。</u></p>	<p>島根2号炉は、操作手順⑦にて開操作を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉の復水移送ポンプ吐出圧力の規定値は、添付資料1.8.6にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプ吐出圧力を下回った段階で着手</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 <p>【東海第二】 ⑪⑫の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は、流量調整が容易であるRPV代替注水弁にて注水を開始し、注水流量を制御する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>島根2号炉は、レベル3～レベル8の間で制御する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制及び運用の相違 <p>【東海第二】 ⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は、中央操作のみで対応可能で</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：格納容器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内で300℃以上を確認した場合。</p>	<p><u>業の室温は通常運転時と同程度である。</u> (添付資料1.8.4)</p> <p>d. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）</u>及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び<u>高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>低圧代替注水系（常設）</u>及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：<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</u>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>(添付資料1.8.4-8)</p> <p>f. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>及び<u>復水輸送系</u>による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>また、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</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>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>及び<u>復水輸送系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：<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>あることから記載していない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①④の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合における運用を明記</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①④の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する</p> <p>・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倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」と</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※2：設備に異常がなく、<u>燃料</u>及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.15図に、タイムチャートを第1.8.16図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② 当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</u></p> <p>③ <u>現場運転員C及びDは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>④ 中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤ 中央制御室運転員A及びBは、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>※2：設備に異常がなく、電源、<u>燃料</u>及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-18図に、タイムチャートを第1.8-19図に示す。</p> <p>① <u>発電長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>運転員等は中央制御室にて</u>、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③ <u>運転員等はタービン建屋にて</u>、<u>補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>※2：設備に異常がなく、<u>電源</u>及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-23図に、タイムチャートを第1.8-24図に示す。 <u>（補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について、手順④以外同様）</u></p> <p>① <u>当直副長</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② <u>中央制御室運転員A</u>は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な<u>ポンプ</u>、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③ <u>中央制御室運転員A</u>は、<u>復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>している</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑨の相違 ・体制の相違 【東海第二】 ⑪⑫の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、中央制御室から起動可能 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源確保手順を1.14にて整理 ・体制の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑨の相違 ・体制の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ⑪⑬の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、中央

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑥ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第 1、第 2 連絡弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧ 5号炉運転員は、<u>ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>④発電長は、<u>運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</u></p>	<p>④^a 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合 中央制御室運転員 A は、補助消火ポンプを起動する。</p> <p>④^b 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合 中央制御室運転員 A は消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A は CWT 系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作、CWT 系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A は A-RHR 注水弁の全開操作を実施する。</p>	<p>制御室から操作可能</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、消火ポンプ吐出圧力の規定値を添付資料 1.8.6 にて記載</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二の消火系一補給水系の連絡弁は補給水系側に設置</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、2 号</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑨ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩ 当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑪^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑫^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを<u>復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)</u>指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>⑫^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを<u>復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)</u>指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>⑬ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系に</u></p>	<p>⑥ <u>発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認後、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑦ <u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁及び残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が始まったことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上で維持する。</u></p>	<p>⑦ <u>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑧ <u>中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の開操作を実施する。</u></p> <p>⑨ <u>中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が始まったことをR P V / P C V注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</u></p>	<p>炉の中央制御室から起動可能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違 ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、レベル3～レベル8の間で制御する ・設備の相違 【柏崎 6/7】 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>よる原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約30分で可能である。</u> <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>b. <u>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合*¹において、<u>低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合*²。</u></p> <p>※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</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。 (添付資料1.8.4)</p> <p>b. <u>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系(可搬型)の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合*¹において、<u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合*²。</u></p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニターでドライウェ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</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで、<u>25分以内で可能である。</u> (添付資料1.8.4-9)</p> <p>g. <u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水を実施する。</u> <u>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u> なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合*¹において、<u>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系(可搬型)が使用可能な場合*²。</u></p> <p>※1：格納容器雰囲気放射線モニター(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</p>	<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】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、現場操作不要 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 ①④の相違 ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合における運用を明記 ・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系(常設)と同時に着手 ・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>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 : 設備に異常が無く、燃料及び水源 (防火水槽又は淡水貯水池) が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.2 図に、概要図を第 1.8.12 図に、タイムチャートを第 1.8.13 図及び第 1.8.14 図に示す。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>② 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>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧</p>	<p><u>上となった場合</u>、又は<u>格納容器雰囲気放射線モニタ</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 : 設備に異常が無く、電源、燃料及び水源 (西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽) が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-14図に、タイムチャートを第1.8-15図に示す。<u>(残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑦以外同様。)</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低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系 (可搬型) の接続を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>発電長に低圧代替注水系 (可搬型) で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p>	<p><u>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 : 設備に異常が無く、電源、燃料及び水源 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2)) が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-3 図及び第 1.8-4 図に、概要図を第 1.8-25 図に、タイムチャートを第 1.8-26 図及び第 1.8-27 図に示す。<u>(低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南)、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した原子炉圧力容器への注水手順は、手順⑦、⑩以外同様)</u>。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に<u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南)、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 又は低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>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>低圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口へ</u></p>	<p>【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 倍含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根 2 号炉のホース接続依頼については手順②にて記載</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑩⑪の相違</p> <p>・記載表現の相違 【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>力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p> <p>③ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④ <u>中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑤ ^a <u>MUWC 接続口内側隔離弁 (B) を使用する場合</u> 緊急時対策要員は、<u>低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、屋外に</u></p>	<p>④ <u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系 C 系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>⑤ <u>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと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する。</p>	<p><u>の低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の接続を依頼する。</u></p> <p>③ <u>緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) で使用する接続口を連絡するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>④ ^a <u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用可能な場合</u> <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、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水に必要な A-RHR 注水弁又は B-RHR 注水弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>④ ^b <u>非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合</u> <u>現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水に必要な A-RHR 注水弁又は B-RHR 注水弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>⑤ <u>中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p>	<p>東海第二の接続口への接続依頼は手順①にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、C / C 一次側にて切替可能な設備を設置</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉の S A 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, 東海第二】 ⑪⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、低圧原子炉代替注水系を新設し、残留熱除去系配管へ直接接続しているため、他系統へのバイパス流防止措置は不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の接続口</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>て MUWC 接続口内側隔離弁(B)の全開操作 (遠隔手動弁操作設備による操作) を実施する。</u></p> <p>⑤^b <u>MUWC 接続口内側隔離弁(A)を使用する場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の系統構成として, 非管理区域にて MUWC 接続口内側隔離弁(A)の全開操作 (遠隔手動弁操作設備による操作) を実施する。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は, <u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後, 残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は, <u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後, 残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦ 緊急時対策要員は, <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の配備, ホース接続及び起動操作を行い, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また, 緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>⑥<u>発電長は, 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後, 運転員等に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</u></p> <p>⑦^a <u>残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口, 高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて, 原子炉注水弁, 残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて, 原子炉注水弁, 低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧<u>発電長は, 災害対策本部長代理に低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。</u></p>	<p>⑥<u>当直副長は, 運転員に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</u></p> <p>⑦^a <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>中央制御室運転員AはA-RHR注水弁の全開操作及びFLSR注水隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>中央制御室運転員AはB-RHR注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^c <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u> <u>中央制御室運転員AはB-RHR注水弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧<u>当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p>	<p>の隔離弁は外側のみに設置</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 原子炉圧力の指示値に関わらず系統構成を実施</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑪⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑧ <u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p>	<p>⑨ <u>災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑩ <u>重大事故等対応要員は、低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し、低圧代替注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p>	<p>⑨ <u>緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車の起動を指示する。</u></p> <p>⑩^a <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (南) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、F L S R 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩^b <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合</u> <u>緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、F L S R 可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩^c <u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用した原子炉圧力容器への注水の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)</u> <u>緊急時対策要員は、F L S R 可搬式設備 B-注水ライン止め弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、送水開始報告を手順⑩にて記載</p> <p>・設備の相違 【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>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>⑨ 当直副長は、<u>中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉压力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑩ 緊急時対策要員は、<u>緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑪^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉压力容器への注水が始まったことを<u>復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</u>指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>⑪^b <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u></p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉压力容器への注水が始まったことを<u>復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</u>指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p>	<p>⑪ <u>発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉压力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑫ <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器への注水が始まったことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）</u>指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>発電長</u>に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を<u>原子炉水位LO以上</u>に維持する。</p>	<p>⑪ <u>当直副長は、中央制御室運転員Aに低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉压力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑫^a <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉压力容器への注水の場合</u> 中央制御室運転員Aは原子炉压力容器への注水が始まったことを<u>低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長</u>に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を<u>原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）</u>の間で維持する。</p> <p>※<u>原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。</u></p> <p>⑫^b <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉压力容器への注水の場合</u> 中央制御室運転員Aは原子炉压力容器への注水が始まったことを<u>低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長</u>に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>※<u>原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉压力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉压力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。</u></p>	<p>・体制の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7 東海第二】 ⑪⑫⑬の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、レベル3～レベル8の間で制御する</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7】 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>⑫ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の所要時間は約20分である。</p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧代替注水系（可搬型）による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p><u>〔防火水槽を水源とした送水〕</u> <u>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</u> <u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）〕</u> <u>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</u> <u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）〕</u></p>	<p>(c) 操作の成立性 <u>上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>⑫[○]<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）</u>を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（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>中央制御室運転員Aは原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</u></p> <p>※<u>原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。</u></p> <p>⑬ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での各注入配管の系統構成を中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は25分以内である。</p> <p>また、<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧原子炉代替注水系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p><u>〔低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合〕</u> <u>緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内</u> <u>〔低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その</u></p>	<p>・設備の相違 【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>・体制及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>緊急時対策要員 6 名にて実施した場合：約 330 分</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで約 330 分で可能である。</p>	<p><u>【残留熱除去系 C 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p><u>【残留熱除去系 C 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p><u>【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p><u>【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 	<p><u>他のテロリズムによる影響がある場合】</u></p> <p>緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3時間 10 分以内</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器内への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで2時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで3時間 10 分以内で可能である。</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> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、建物内接続口を使用した手順を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 <p>【東海第二】</p> <p>使用する水源及び接続口の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。<u>室温は通常運転時と同程度である。</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。<u>低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.8.4)</p> <p><u>c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により代替循環冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、代替循環冷却系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) <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、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1: 格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェ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><u>※2: 設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり(代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。)</u></p>	<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>低圧原子炉代替注水系(可搬型)として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。<u>室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.8.4-10)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-16図に、タイムチャートを第1.8-17図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁、残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁及び残留熱除去系A系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p><u>③運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。</u></p> <p><u>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注水配管分離弁、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁及び残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑤運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ(A) 入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ(A) を起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に報告する。</u></p> <p><u>⑦発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p><u>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施した後、代替循環冷却系A系注入弁の全開操作を実施するとともに、代替循環冷却系A系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器への</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>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、高圧代替注水系、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p><u>注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位L 0以上に維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</u></p> <p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>逃がし安全弁による減圧手順については、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</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については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</u></p> <p>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系、代替循環冷却系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>逃がし安全弁による減圧手順については、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p> <p>低圧原子炉代替注水槽、(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大量送水車による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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ガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器による低圧原子炉代替注水ポンプ、高圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、制御棒駆動水圧ポンプ、復水輸送ポンプ、補助消火ポンプ、消火ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①③⑨の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 各手順の操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順の整備について明確化</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段の選択</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1.8.19図に示す。</p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、<u>復水貯蔵槽が使用可能であれば格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水(初期水張り)を実施する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(初期水張り)を実施する。また、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、初期水張りを実施する際と同様の順で対応手段を選択し、原子炉格納容器下部へ注水する。</u></p>	<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(1) <u>ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段の選択</u></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1.8-24図に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)の水位確保操作を実施する。代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)の水位確保操作を実施する。また、原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL(ドライウエル部)へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペDESTAL(ドライウエル部)の水位確保を実施する際と同様の順で対応手段を選択し、ペDESTAL(ドライウエル部)へ注水する。ペDESTAL(ドライウエル部)の水位確保操作は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペDESTAL(ドライウエル部)の水位確保操作が並行して実施できない場合は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後、ペDESTAL(ドライウエル部)への水張りを実施する。</u></p>	<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段の選択</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1.8-28図に示す。</p> <p><u>[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]</u></p> <p>代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、<u>低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系(スプレイ管使用)、消火系(スプレイ管使用)、格納容器代替スプレイ系(可搬型)、復水輸送系(ペDESTAL注水配管使用)、消火系(ペDESTAL注水配管使用)又はペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備 ・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、RPV破損前の<u>原子炉格納容器下部</u>への初期水張りの場合においては、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>へ注水を優先する

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>なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段については、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系の手段のうちペDESTAL（ドライウエル部）への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合に実施する。</p> <p><u>（添付資料1.8.5、添付資料1.8.6、添付資料1.8.7）</u></p>	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p><u>〔原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合〕</u></p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段につ</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の操作であるペDESTAL水位確保操作に係る記載のため不要と整理</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）と同時並行で可搬に着手する</p> <p>・設備及び運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、閉止フランジの切替え操作は不要であることから、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、RPV破損前の原子炉格納容器下部への初期水張りの場合においては、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部へ注水を優先することとしていることから</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>いては、ペDESTAL代替注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち<u>原子炉格納容器下部</u>への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p>	<p>破損前と破損後の項目を分けて記載</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>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択</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1.8.19図に示す。</p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続するが、<u>高圧代替注水系が使用できなくなった場合は高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ緊急注水する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧が完了し、<u>復水貯蔵槽</u>が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、<u>中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。</u></p>	<p>(2) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段の選択</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1.8-24図に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源が確保できるまでは、交流動力電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、<u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</u>また、低圧の代替注水手段の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、<u>高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧が完了し、<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>代替循環冷却系</u>、消火系、<u>補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）</u>により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び高圧代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。<u>また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に実施する。</u></p>	<p>(2) 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手段の選択</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1.8-28図に示す。</p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、<u>代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧原子炉代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水を行う。</u>また、<u>低圧原子炉代替注水系</u>の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、<u>高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧が完了し、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。<u>低圧原子炉代替注水槽</u>が使用できない場合、<u>復水輸送系</u>、消火系又は<u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系及び高圧原子炉代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、<u>発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</u></p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</u>を実施する際の注入配管の選択は、<u>注水流量が多いものを優先して使用する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①④の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）と同時並行で可搬に着手する ・設備及び運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、閉止フランジの切替え操作は不要であることから、消火系よりも復水輸送系による注水を優

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</p>	<p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、<u>炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先①：代替循環冷却系A系</u> <u>優先②：代替循環冷却系B系</u></p> <p><u>(添付資料1.8.5, 添付資料1.8.6)</u></p>	<p>熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、<u>損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</u></p>	<p>先する</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ④の相違

第1.8.1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
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	原子炉格納容器下部注水(可搬型)による注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPM 例則」 AM設備別操作手順書 「AMRCによる下部D/W注水」
		原子炉格納容器下部注水(可搬型)による注水	第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
		原子炉格納容器下部注水(可搬型)による注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPM 例則」 AM設備別操作手順書 「消防用による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(デブリ冷却)」
		原子炉格納容器下部注水(可搬型)による注水	防火水塔 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第一代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
原子炉格納容器下部注水(可搬型)による注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 第一代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPM 例則」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部D/W注水」		

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第1.8-1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(1/5)

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
ベデスタル(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却	-	ベデスタル(ドライウエル部)への注水	格納容器下部注水系(可搬型)による注水 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-3 a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		ベデスタル(ドライウエル部)への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-3 a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

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

第1.8-1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
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	ベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水ポンプ※1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「F L S Rポンプによるベデスタル注水」
		格納容器下部への注水	復水輸送タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	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-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「CWTによるベデスタル注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	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-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるベデスタル注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		ベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ベデスタル代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるベデスタル注水」
		ベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ベデスタル代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	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-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車を使用した送水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:「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】
 ①の相違

・記載表現の相違
【東海第二】
 東海第二は、消火系、補給水系によるベデスタルへの注水について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2/5)にて記載

・設備の相違
【柏崎6/7,東海第二】
 島根2号炉は、**原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備**

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/5)

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
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	-	ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 消火系による	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁	自主対策設備 重大事故等対策要領
		ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 補給水系による	格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備 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。

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、消火系、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)にて記載

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

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
溶解炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 ※3
			ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「SICポンプによるほう酸水注入」
			制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 ※2 第一代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」 ※3
			高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「MPC緊急注水」 ※3

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.2 原子炉冷却炉力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1.b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶解炉心のベデスタル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※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	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (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
溶解炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系)配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系)配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 主蒸気系 配管・弁・ストレーナ 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※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) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
			制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系(原子炉補機海水系を含む) 常設代替交流電源設備※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) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 「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】
②の相違
- ・設備の相違
【東海第二】
③の相違
- ・記載表現の相違
【東海第二】
東海第二は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(5/5)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
溶融炉心の落下や密閉容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 復水補給水配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 第二代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「RWCによる原子炉注水」
		原子炉炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ (A-2級) ホース・接続口 復水補給水配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なバリエーション対応手順 「消防車による過水 (ダブリ冷加)」
		原子炉炉圧力容器への注水	防火水ポンプ ※1, ※4 淡水貯水タンク ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
溶融炉心の落下や密閉容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消防ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「噴火ポンプによる原子炉注水」
		原子炉炉圧力容器への注水	代替循環冷却系による 原子炉炉圧力容器への注水	重大事故等対策要領
		原子炉炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース	自主対策設備

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.2 原子炉冷却炉圧力バウンダリ高圧時に発電用炉子が冷却するための手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心のベデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	-	原子炉炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	重大事故等対策要領 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ ※2 可搬型代替注水大型ポンプ ※2 西側淡水貯水設備 ※2 代替淡水貯槽 ※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料給油設備 ※3	重大事故等対策要領 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉炉圧力容器への注水	代替循環冷却系による 原子炉炉圧力容器への注水	重大事故等対策要領 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
溶融炉心の落下や密閉容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉炉圧力容器への注水	代替循環冷却系による 原子炉炉圧力容器への注水	重大事故等対策要領
		原子炉炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ ※1 ホース	自主対策設備

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

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
溶融炉心の落下や密閉容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3	重大事故等対策要領 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「F L S Rポンプによる原子炉注水」
		原子炉炉圧力容器への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉炉圧力容器への注水	消防ポンプ 消防水タンク ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消防ポンプまたは補助消防ポンプによる原子炉注水」
		原子炉炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 輪谷貯水槽 (西1) ※1, ※4 輪谷貯水槽 (西2) ※1, ※4	重大事故等対策要領 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

- ・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
- ・設備の相違
【東海第二】
 ④の相違
- ・記載表現の相違
【東海第二】
 東海第二は、消火系、補給水系による原子炉炉圧力容器の注水について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧(4/5)にて記載

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5 / 5)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入によるほう酸水注入系による	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデン ト) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

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

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入について、対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2 / 3) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																		
<p align="center">第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/7)</p>	<p align="center">第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/11)</p>	<p align="center">第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器 監視計器一覧 (1/12)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7,東海第二】 対応手段における監視計器の相違</p>																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「M/Cによる下部D/W注水」</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内空周放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内空周放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(D) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下部温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル空周気温度 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</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>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>制御棒の位置</td> <td>制御棒位置監視系</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル空周気温度 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>原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器下部水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>復水供給系流量(格納容器下部注水流量)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </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)	1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水			非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「M/Cによる下部D/W注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空周放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内空周放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(D) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下部温度	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	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	ドライウエル空周気温度 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)	制御棒の位置	制御棒位置監視系	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル空周気温度 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位	格納容器下部水位	原子炉格納容器への注水量	復水供給系流量(格納容器下部注水流量)	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 ベデスタル (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウエル部) への注水 a. 格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転操作手順書III (シビアアクシデント) 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器空周放射線モニタ (D/W) 格納容器空周放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用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主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>制御棒位置指示</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>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>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル空周気温度 サブプレッション・チェンバ空周気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未達検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部空周気温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.1 ベデスタル (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウエル部) への注水 a. 格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水			非常時運転操作手順書III (シビアアクシデント) 「注水-3a」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	格納容器空周放射線モニタ (D/W) 格納容器空周放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	電源	緊急用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主母線盤電圧	補機監視機能	制御棒位置指示	水源の確保	代替淡水貯槽水位	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	ドライウエル空周気温度 サブプレッション・チェンバ空周気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未達検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部空周気温度	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水 a. ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるベデスタル注水」</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>A-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器空周放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器空周放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>制御棒の位置</td> <td>制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>低圧原子炉代替注水槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>ベデスタル水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>代替注水流量 (常設)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>低圧原子炉代替注水槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水 a. ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			非常時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるベデスタル注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器空周放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器空周放射線モニタ (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)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系	電源	緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	操作	原子炉格納容器内の圧力	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) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
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)																																																																																																																			
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水																																																																																																																					
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「M/Cによる下部D/W注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空周放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内空周放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内空周放射線レベル(D) (S/C)																																																																																																																			
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下部温度																																																																																																																			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																																																																																			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																																																			
	原子炉格納容器内の圧力	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	ドライウエル空周気温度 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)																																																																																																																			
	制御棒の位置	制御棒位置監視系																																																																																																																			
	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																																																																																			
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																																																			
操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル空周気温度 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位	格納容器下部水位																																																																																																																			
	原子炉格納容器への注水量	復水供給系流量(格納容器下部注水流量)																																																																																																																			
	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力																																																																																																																			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																																																				
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)																																																																																																																			
1.8.2.1 ベデスタル (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウエル部) への注水 a. 格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水																																																																																																																					
非常時運転操作手順書III (シビアアクシデント) 「注水-3a」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	格納容器空周放射線モニタ (D/W) 格納容器空周放射線モニタ (S/C)																																																																																																																		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)																																																																																																																		
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)																																																																																																																		
		電源	緊急用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主母線盤電圧																																																																																																																		
	補機監視機能	制御棒位置指示																																																																																																																			
	水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																																																																			
	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	ドライウエル空周気温度 サブプレッション・チェンバ空周気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)																																																																																																																		
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未達検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部空周気温度																																																																																																																		
原子炉格納容器への注水量		低圧代替注水系格納容器下部注水流量																																																																																																																			
補機監視機能		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																																																																			
水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																																																																																				
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																																			
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水 a. ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水																																																																																																																					
非常時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるベデスタル注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器空周放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器空周放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器空周放射線モニタ (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)																																																																																																																		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																																																		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																																																																																																		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)																																																																																																																		
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)																																																																																																																		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)																																																																																																																		
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系																																																																																																																		
		電源	緊急用メタラ電圧 SAロードセンタ母線電圧																																																																																																																		
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位																																																																																																																		
操作	原子炉格納容器内の圧力	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) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)																																																																																																																			
	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位																																																																																																																			
	原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)																																																																																																																			
	補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力																																																																																																																			
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位																																																																																																																				

監視計器一覧 (4 / 11)

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. 8. 2. 1 ベデスタル (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウエル部) への注水 d. 補給水系によるベデスタル (ドライウエル部) への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」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
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		電源	M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	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 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2 / 1 2)

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. 8. 2. 1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによるベデスタル注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」	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)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A) ベデスタル温度 (S A) ベデスタル水温度 (S A)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)
	制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系	
	電源	C-メタラ母線電圧 D-メタラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	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)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A) ベデスタル温度 (S A) ベデスタル水温度 (S A)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	R P V / P C V 注入流量 ベデスタル注入流量
補機監視機能		復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	
水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

・設備の相違
【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】
①の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、**原子炉格納容器下部への注水と S A 時の S R V 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備**

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)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水		
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「RMV制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部注水」	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(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(D) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器追加温度
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉格納容器内の圧力	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)
	制御棒の位置	制御棒操作監視系
	電源	AC C電圧 AC B電圧 F/C C-1電圧 F/C D-1電圧 直流125V 1号機発電機A電圧 直流125V 1号機発電機B電圧
	水源の確保	復水貯留槽水位 復水貯留槽水位 (SA) ろ過水タンク水位
	原子炉格納容器内の温度	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位	格納容器下部水位
	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)
	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
水源の確保	ろ過水タンク水位	

監視計器一覧 (3 / 11)

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)	
1.8.2.1 ベデスタル (ドライウェル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウェル部) への注水 c. 消火系によるベデスタル (ドライウェル部) への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」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
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		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・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) 格納容器下部水位 (高さ0.5m、1.0m未満検知用) 格納容器下部水位 (調水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (3 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるベデスタル注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」	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 (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 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)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	R P V / P C V 注入流量 ベデスタル注入流量
補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力		
水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位		

・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
島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備

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																																													
		<p>監視計器一覧(4 / 1 2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</td> </tr> <tr> <td colspan="3">(1) 原子炉格納容器下部注水</td> </tr> <tr> <td colspan="3">d. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</td> </tr> <tr> <td rowspan="14"> 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 </td> <td rowspan="14"> 原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA) 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) 制御棒の位置 制御棒手動操作・監視系 電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧 水源の確保 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2) </td> <td> 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 (サプレッション・チェンバ) </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>制御棒の位置</td> <td>制御棒手動操作・監視系</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>ベダスタル水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>格納容器代替スプレイ流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>大量送水車ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)</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)	1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順			(1) 原子炉格納容器下部注水			d. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)			事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA) 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) 制御棒の位置 制御棒手動操作・監視系 電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧 水源の確保 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	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)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系	電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)	原子炉格納容器内の水位	ベダスタル水位	原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</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)																																														
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順																																																
(1) 原子炉格納容器下部注水																																																
d. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)																																																
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA) 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器水素濃度 (SA) 制御棒の位置 制御棒手動操作・監視系 電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧 水源の確保 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	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)																																													
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																													
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																													
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) サプレッション・プール水温度 (SA) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)																																													
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)																																													
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系																																													
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母機電圧																																													
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)																																													
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・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) ベダスタル温度 (SA) ベダスタル水温度 (SA)																																													
		原子炉格納容器内の水位	ベダスタル水位																																													
		原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量																																													
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力																																															
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)																																															

監視計器一覧 (2 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水		
事故時運転手順書 (シビアアクシデント) 「炉心制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による下部D/W注水」 多様なヘッド対応手順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	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 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下部温度
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
	原子炉格納容器内の圧力	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)
	制御棒の位置	制御棒位置監視系
	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 1母機盤 A 電圧 直流 125V 1母機盤 B 電圧
	水源の確保	復水貯留槽水位 復水貯留槽水位 (SA) 防火水槽 淡水貯水池
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・チェンバ・プール水温度
	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量)
	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ出力
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池

監視計器一覧 (2 / 11)

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)	
1.8.2.1 ベデスタル (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル (ドライウエル部) への注水 b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)			
非常時運転手順書 III (シビアアクシデント) 「注水-3 a」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
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		電源	緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線電圧
	補機監視機能	制御棒位置指示	
	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	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 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
原子炉格納容器への注水量		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
水源の確保		西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	

監視計器一覧 (5 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 e. ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるベデスタル注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉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 (S A)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A) サブプレッション・プール水温度 (S A) ベデスタル温度 (S A) ベデスタル水温度 (S A)	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	
	制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系	
	電源	緊急用メタラ電圧 S A ロードセンター母線電圧	
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	
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)	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A) ベデスタル温度 (S A) ベデスタル水温度 (S A)	
	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	
	原子炉格納容器への注水量	ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (供帯域用)	
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)		

・設備の相違
【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 (10 / 11)

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. 8. 2. 2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 f. 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水		
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉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)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		電源 緊急用M / C 電圧 緊急用P / C 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	水源の確保 サブプレッション・プール水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量 高压代替注水系系統流量
		補機監視機能 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
水源の確保 サブプレッション・プール水位		

監視計器一覧 (6 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 8. 2. 2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 a. 高压原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「H P A Cによる原子炉注水」	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)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 (S A)
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量 高压原子炉代替注水量
		補機監視機能 高压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高压原子炉代替注水系タービン入口圧力 高压原子炉代替注水系タービン排気圧力 高压原子炉代替注水ポンプ入口圧力
		水源の確保 サブプレッション・プール水位 (S A)

・設備の相違
【東海第二】
対応手段における監視計器の相違
・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は、高压代替注水系による原子炉压力容器への注水について、監視計器一覧 (5 / 7) 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な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「SIC ボンプによるほう酸水注入」	判断基準	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) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(D) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(E) (S/C)	
		原子炉压力容器内の温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
	非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CDB による原子炉注水」	判断基準	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) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(D) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(E) (S/C)
			原子炉压力容器内の温度 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			電源 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧
		操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下部温度			
原子炉压力容器への注水量 制御棒駆動系系統流量			
補機監視機能 制御棒駆動系支てん水ライン圧力			
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)			

監視計器一覧 (11 / 11)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 g. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入		
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM 設備別操作手順書	判断基準	原子炉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)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		電源 緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	
	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	
原子炉压力容器への注水量 ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力		

監視計器一覧 (7 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 b. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入		
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 L C による原子炉注水」	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・チェンク) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンク)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 (S A)
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		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
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
	操作	原子炉压力容器への注水量 ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ・原子炉压力容器下部温度
		原子炉压力容器への注水量 制御棒駆動系系統流量

- ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
対応手段における監視計器の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水について、監視計器一覧 (8 / 12) にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
		<p><u>監視計器一覧(8 / 1 2)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1730 264 1952 317">手順書</th> <th data-bbox="1952 264 2175 317">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2175 264 2472 317">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1730 317 2472 369">1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1730 369 1952 474">事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」</td> <td data-bbox="1952 369 2175 474">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="2175 369 2472 474">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)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 474 2175 516">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="2175 474 2472 516">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 516 2175 590">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2175 516 2472 590">原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 590 2175 663">電源</td> <td data-bbox="2175 590 2472 663">C-メタラ母線電圧 D-メタラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 663 2175 716">補機監視機能</td> <td data-bbox="2175 663 2472 716">原子炉補機冷却系常用流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 716 2175 747">水源の確保</td> <td data-bbox="2175 716 2472 747">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 747 2175 800">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2175 747 2472 800">原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 800 2175 842">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2175 800 2472 842">原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 842 2175 884">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="2175 842 2472 884">原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 884 2175 926">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2175 884 2472 926">制御棒駆動水圧系系統流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 926 2175 957">補機監視機能</td> <td data-bbox="2175 926 2472 957">制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="1952 957 2175 989">水源の確保</td> <td data-bbox="2175 957 2472 989">復水貯蔵タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水			事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	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)		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)		電源	C-メタラ母線電圧 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		補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量		水源の確保	復水貯蔵タンク水位		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量		補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、制御棒駆動系による高圧代替注水系による原子炉圧力容器の注水について、監視計器一覧(6 / 7)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)																																											
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水																																													
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	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)																																											
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																											
	電源	C-メタラ母線電圧 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																																											
	補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量																																											
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位																																											
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)																																											
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																											
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)																																											
	原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量																																											
	補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力																																											
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位																																											

監視計器一覧 (4 / 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)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V 制御」 「R/B 制御」 AM設備別操作手順書 「M/Cによる原子炉注水」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 電源	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)	
		M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
	AM設備別操作手順書 「M/Cによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能 水源の確保	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V 制御」 「R/B 制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なヘザード対応手順 「消防車による注水 (デブリ冷却)」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 電源	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)	
		M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
	AM設備別操作手順書 「消防車による注水 (デブリ冷却)」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能 水源の確保	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)
			復水貯蔵槽水位 (広帯域) 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA)

監視計器一覧 (5 / 11)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転操作手順書III (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 電源	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)	
		原子炉圧力容器温度	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	
		原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	
	AM設備別操作手順書	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能 水源の確保	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
			代替淡水貯蔵水位
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
			低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
代替淡水貯蔵水位			

監視計器一覧 (9 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 d. 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作手順書 「F L S Rポンプによる原子炉注水」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 電源	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)	
		原子炉圧力容器温度 (SA)	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	
		緊急用メタラ電圧 SAロードセクタ母線電圧	
	AM設備別操作手順書 「F L S Rポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器への注水量 補機監視機能 水源の確保	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
			代替注水流量 (常設)
			低圧原子炉代替注水系ポンプ吐出圧力
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
			低圧原子炉代替注水系ポンプ吐出圧力

- ・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 対応手段における監視計器の相違
- ・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) について、監視計器一覧 (12 / 12) にて記載

監視計器一覧 (9 / 11)

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. 8. 2. 2 溶融炉心のベデスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順			
(1) 原子炉压力容器への注水			
e. 補給水系による原子炉压力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉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)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		電源	M / C 2 C 電圧 P / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 P / C 2 D 電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (10 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 8. 2. 2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順			
(1) 原子炉压力容器への注水			
e. 復水輸送系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」	判断基準	原子炉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 (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 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)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (S A)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		電源	C-メタラ母線電圧 D-メタラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	RPV / PCV 注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

・設備の相違
【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】
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																																																																																																																																																																										
<p>監視計器一覧 (5/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">電源</td> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>M/C C電圧</td> </tr> <tr> <td>M/C D電圧</td> </tr> <tr> <td>P/C C-1電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">水源の確保</td> <td>P/C D-1電圧</td> </tr> <tr> <td>直流125V主母線盤A電圧</td> </tr> <tr> <td>直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>復水補給水系統流量 (DR A系代替注水流量)</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系統流量 (DR B系代替注水流量)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>AM用直流125V充電器充電電池電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">電源</td> <td>復水貯蔵槽水位</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>高圧代替注水系統流量</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>高圧代替注水系統タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧代替注水系統タービン出口圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧代替注水系統タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧代替注水系統ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水貯蔵槽水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	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 (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	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 (S/C)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	電源	原子炉水位 (SA)	M/C C電圧	M/C D電圧	P/C C-1電圧	水源の確保	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	復水貯蔵槽水位	原子炉圧力容器内の水位	復水貯蔵槽水位 (SA)	ろ過水タンク水位	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	補機監視機能	復水補給水系統流量 (DR A系代替注水流量)	復水補給水系統流量 (DR B系代替注水流量)	水源の確保	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	ろ過水タンク水位	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W)	原子炉圧力容器内の温度	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)	原子炉圧力容器内の水位	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉圧力容器温度	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA)	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	AM用直流125V充電器充電電池電圧	電源	復水貯蔵槽水位	復水貯蔵槽水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	補機監視機能	高圧代替注水系統流量	高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	水源の確保	高圧代替注水系統タービン入口圧力		高圧代替注水系統タービン出口圧力		高圧代替注水系統タービン排気圧力		高圧代替注水系統ポンプ吸込圧力		復水貯蔵槽水位		復水貯蔵槽水位 (SA)	<p>監視計器一覧 (8/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 d. 消火系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電源</td> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源の確保</td> <td>M/C 2D電圧</td> </tr> <tr> <td>P/C 2D電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流125V主母線盤2B電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>残留熱除去系系統流量</td> </tr> <tr> <td>消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 d. 消火系による原子炉圧力容器への注水			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	原子炉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	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	電源	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	水源の確保	M/C 2D電圧	P/C 2D電圧		直流125V主母線盤2B電圧	原子炉圧力容器内の水位	ろ過水貯蔵タンク水位	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	補機監視機能	残留熱除去系系統流量	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	<p>監視計器一覧 (11/12)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系 (消火ポンプ使用) による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</td> </tr> <tr> <td>B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>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)</td> </tr> <tr> <td>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)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉圧力容器温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">電源</td> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">水源の確保</td> <td>C-メタタラ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>D-メタタラ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>C-ロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td>D-ロードセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>A-補助消火水槽水位</td> </tr> <tr> <td>B-補助消火水槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>RPV/PCV注入流量</td> </tr> <tr> <td>A-消火ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源の確保</td> <td>B-消火ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>A-補助消火水槽水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B-補助消火水槽水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系 (消火ポンプ使用) による原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	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)	原子炉圧力容器内の温度	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水位	原子炉圧力容器温度 (SA)	原子炉水位 (広帯域)	電源	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA)	水源の確保	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	原子炉圧力容器内の水位	A-補助消火水槽水位	B-補助消火水槽水位	原子炉圧力容器内の圧力	ろ過水タンク水位	原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (SA)	原子炉圧力 (SA)	補機監視機能	RPV/PCV注入流量	A-消火ポンプ出口圧力	水源の確保	B-消火ポンプ出口圧力	A-補助消火水槽水位		B-補助消火水槽水位		ろ過水タンク水位	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対応手段における監視計器の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系について、監視計器一覧 (6/12) にて記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																																																																																											
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水																																																																																																																																																																													
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	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 (S/C)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の温度	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 (S/C)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																											
	電源	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																											
		M/C C電圧																																																																																																																																																																											
M/C D電圧																																																																																																																																																																													
P/C C-1電圧																																																																																																																																																																													
水源の確保	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																																																																																																																																																																												
	復水貯蔵槽水位																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器内の水位	復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	ろ過水タンク水位																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力容器内の圧力																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																												
補機監視機能	復水補給水系統流量 (DR A系代替注水流量)																																																																																																																																																																												
	復水補給水系統流量 (DR B系代替注水流量)																																																																																																																																																																												
水源の確保	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力																																																																																																																																																																												
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」 「R/B制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	ろ過水タンク水位																																																																																																																																																																											
		格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の温度	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)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の水位	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)																																																																																																																																																																											
		原子炉圧力容器温度																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																											
		原子炉圧力																																																																																																																																																																											
原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																													
AM用直流125V充電器充電電池電圧																																																																																																																																																																													
電源	復水貯蔵槽水位																																																																																																																																																																												
	復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力容器内の圧力																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																												
補機監視機能	高圧代替注水系統流量																																																																																																																																																																												
	高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力																																																																																																																																																																												
水源の確保	高圧代替注水系統タービン入口圧力																																																																																																																																																																												
	高圧代替注水系統タービン出口圧力																																																																																																																																																																												
	高圧代替注水系統タービン排気圧力																																																																																																																																																																												
	高圧代替注水系統ポンプ吸込圧力																																																																																																																																																																												
	復水貯蔵槽水位																																																																																																																																																																												
	復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																																																																																																																												
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																																																																																											
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 d. 消火系による原子炉圧力容器への注水																																																																																																																																																																													
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	原子炉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																																																																																																																																																																											
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																										
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (SA燃料域)																																																																																																																																																																											
	電源	原子炉圧力																																																																																																																																																																											
		原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																											
	水源の確保	M/C 2D電圧																																																																																																																																																																											
		P/C 2D電圧																																																																																																																																																																											
	直流125V主母線盤2B電圧																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器内の水位	ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA燃料域)																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																												
補機監視機能	残留熱除去系系統流量																																																																																																																																																																												
	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力																																																																																																																																																																												
水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																																																																																																												
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)																																																																																																																																																																											
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系 (消火ポンプ使用) による原子炉圧力容器への注水																																																																																																																																																																													
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	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)																																																																																																																																																																											
	原子炉圧力容器内の温度	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水位	原子炉圧力容器温度 (SA)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (広帯域)																																																																																																																																																																											
	電源	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (SA燃料域)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																											
		原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																											
水源の確保	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																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器内の水位	A-補助消火水槽水位																																																																																																																																																																												
	B-補助消火水槽水位																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器内の圧力	ろ過水タンク水位																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (燃料域)																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (SA)																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力 (SA)																																																																																																																																																																												
補機監視機能	RPV/PCV注入流量																																																																																																																																																																												
	A-消火ポンプ出口圧力																																																																																																																																																																												
水源の確保	B-消火ポンプ出口圧力																																																																																																																																																																												
	A-補助消火水槽水位																																																																																																																																																																												
	B-補助消火水槽水位																																																																																																																																																																												
	ろ過水タンク水位																																																																																																																																																																												

監視計器一覧 (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)
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水		
非常時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/V 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	判断基準	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)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量 高圧炉心注水系(B)系統流量
		補機監視機能 高圧炉心注水系ポンプ(D)吐出圧力
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)

監視計器一覧 (7 / 11)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 c. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水		
非常時運転操作手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉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)
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
		水源の確保 サブプレッション・プール水位
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確認 サブプレッション・プール水位

- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7】
- ②の相違
- 【東海第二】
- ④の相違

監視計器一覧 (6 / 11)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 g. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉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)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧 (12 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 g. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉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 (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 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)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (S A)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		電源	緊急用メタラ電圧 S Aロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

・設備の相違
【東海第二】
対応手段における監視計器の相違

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水について、監視計器一覧 (4 / 7) にて記載

第 1.8.3 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
【1.8】 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	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 AH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 AH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 AH用MCC
	高圧代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 AH用直流125V
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源

第 1.8-3 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
【1.8】 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	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。)
	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	原子炉隔離時冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2C系 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 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤

第 1.8-3 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
【1.8】 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	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設代替交流電源設備 SA-L/C
	低圧原子炉代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	ベグスタル代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系 SA-C/C
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	高圧原子炉代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備 SA用115V系
	原子炉隔離時冷却系弁	所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 230V系 (R C I C)
	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
供給対象設備の相違

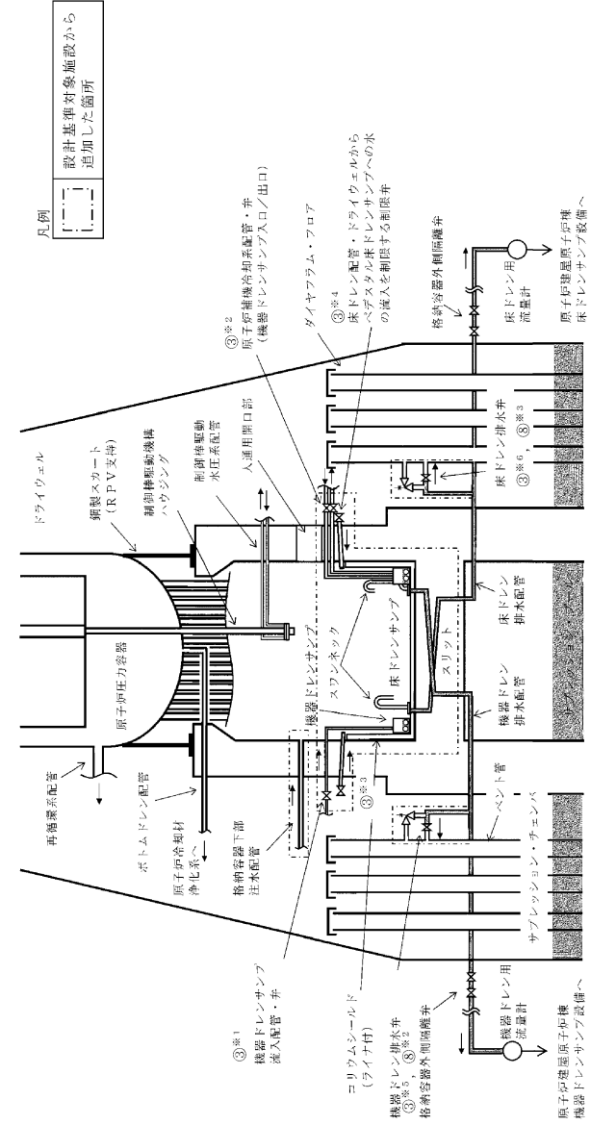
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 226 878 1079" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="136 1102 899 1182" data-label="Caption"> <p>第 1.8.1 図 SOP「RPV 制御」, SOP「R/B 制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="946 226 1665 1079" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="926 1102 1694 1184" data-label="Caption"> <p>第 1.8-1 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1730 226 2478 1163" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1754 1190 2448 1232" data-label="Caption"> <p>第 1.8-1 図 SOP「注水-3 a」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="151 222 884 1077" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="142 1104 896 1178">第 1.8.2 図 SOP「RPV 制御」, SOP「R/B 制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="943 222 1685 978" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="931 1014 1685 1094">第 1.8-2 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 b」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1733 222 2475 1167" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1762 1194 2445 1228">第 1.8-2 図 SOP「注水-3 b」における対応フロー</p>	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="937 220 1679 907" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="937 926 1679 1003" data-label="Caption"> <p>第 1.8-3 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1739 520 2371 1614" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="2398 730 2436 1373" data-label="Caption"> <p>第 1.8-3 図 SOP 「注水-1」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<div data-bbox="1727 457 2436 1671" style="border: 1px solid black; height: 578px; width: 239px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="2445 743 2481 1386" style="text-align: center;">第1.8-4図 SOP「注水-2」における対応フロー</p>	

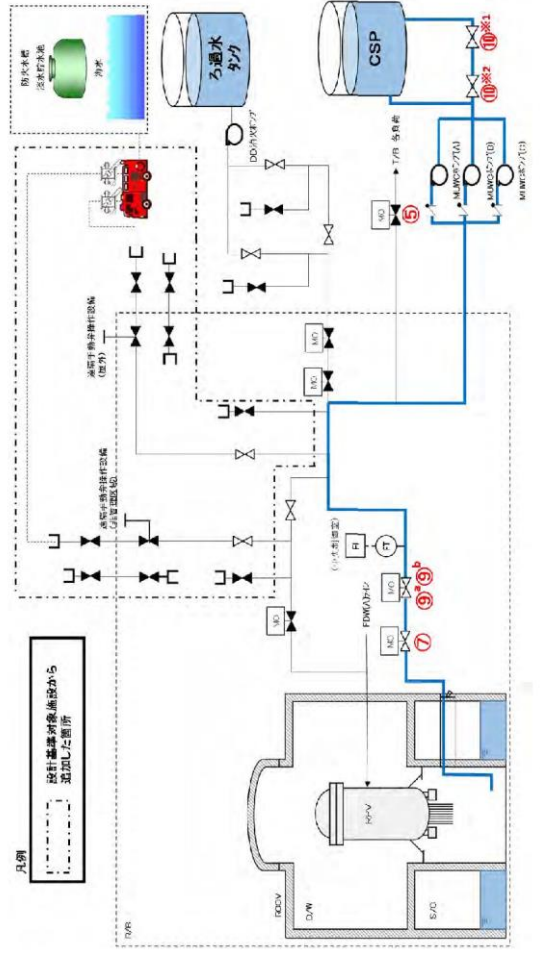
・設備の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、第
 1.8-5 図にて集約して
 記載



操作手順	弁名称
①②③, ④⑤⑥, ⑦⑧⑨	制御弁
⑩⑪	排水弁

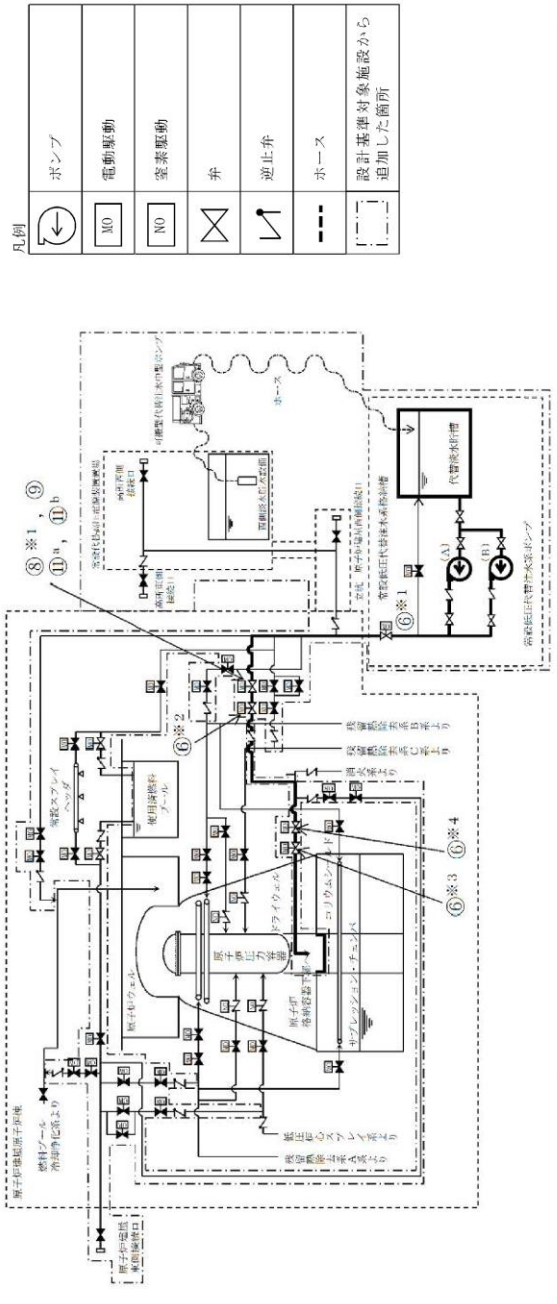
記載例 ○：操作手順番号を示す。
 ○①②：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-4 図 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 概要図（1/2）



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷調整弁
⑦	下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑨ ^a 、⑨ ^b	下部ドライウェル注水流量調整弁
⑩※1	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩※2	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

第 1.8-3 図 格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図



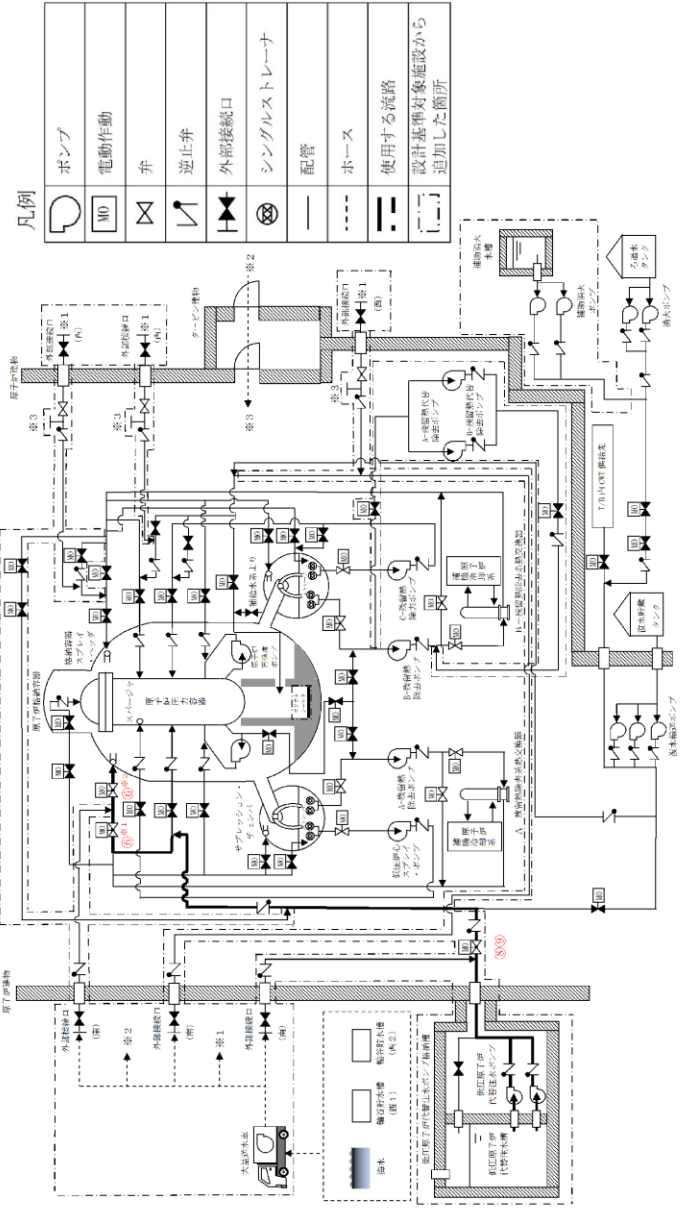
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	蒸気駆動
	井
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	常設低圧代替注水系分離弁	⑥※4	格納容器下部注水系ベデスタル注入ライン流量調整弁
⑥※2	格納容器下部注水系ベデスタル注水弁	⑧※1、⑧、⑩ ^a 、⑩ ^b	格納容器下部注水系ベデスタル注水流量調整弁
⑥※3	格納容器下部注水系ベデスタル注入ライン隔離弁		

記載例
 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a、○^b : 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 1.8-4 図 格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水 概要図 (2/2)



凡例

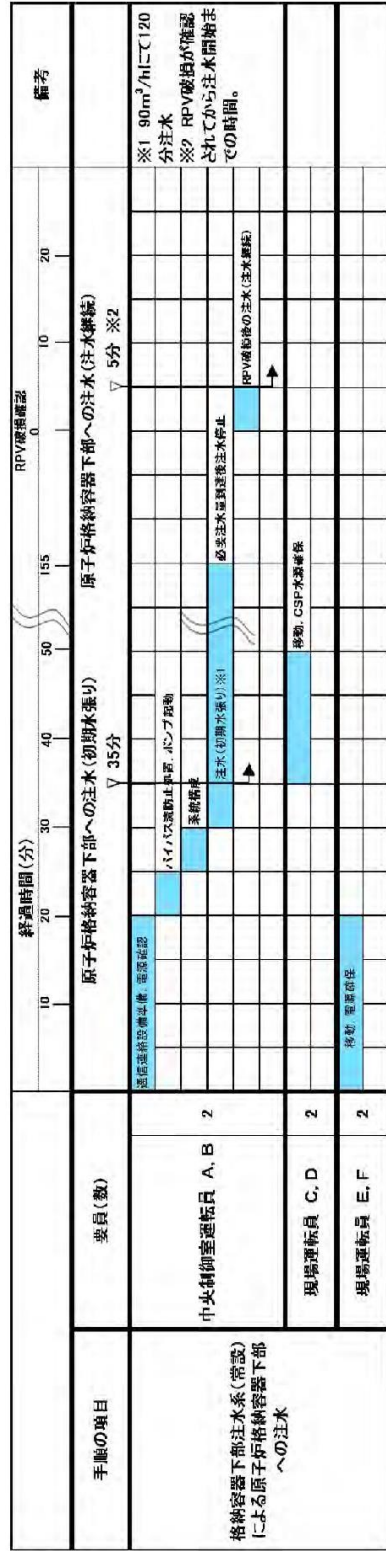
	ポンプ
	電動駆動
	井
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例
 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※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。

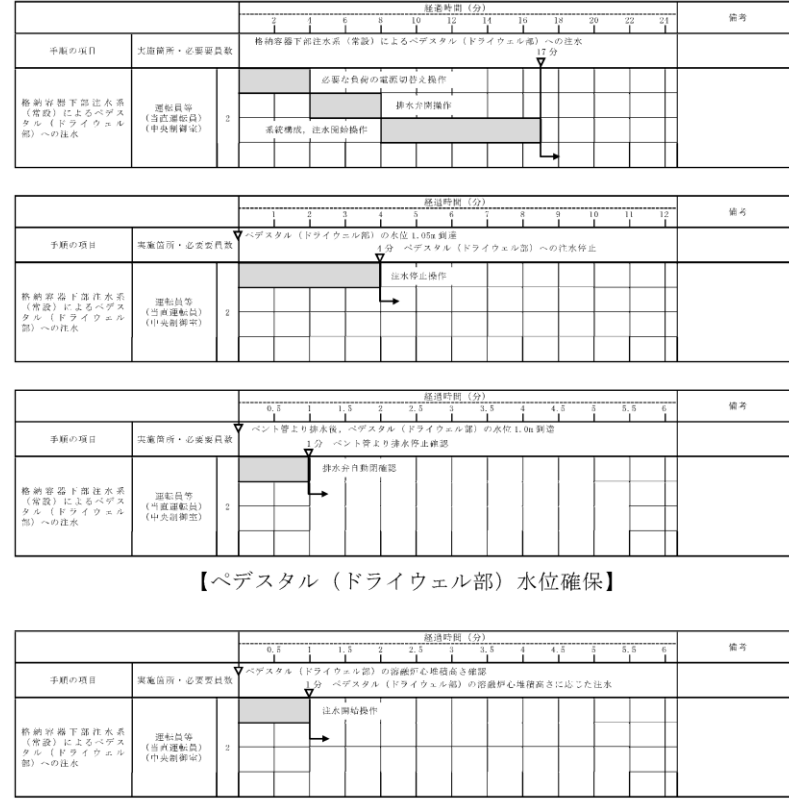
第 1.8-5 図 ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1/2)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="1973 760 2131 1612"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1</td> <td>A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑧⑨</td> <td>FLSR注水隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2131 1207 2160 1612">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。</p> <p data-bbox="2220 472 2261 1663">第 1.8-5 図 ペデスタル代替注水系 (常設) による <u>原子炉格納容器下部への注水</u> 概要図 (2 / 2)</p>	操作手順	弁名称	⑥*1	A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁	⑥*2	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁	⑧⑨	FLSR注水隔離弁	<p data-bbox="2516 214 2783 424">・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (2 / 2) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称										
⑥*1	A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁										
⑥*2	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁										
⑧⑨	FLSR注水隔離弁										



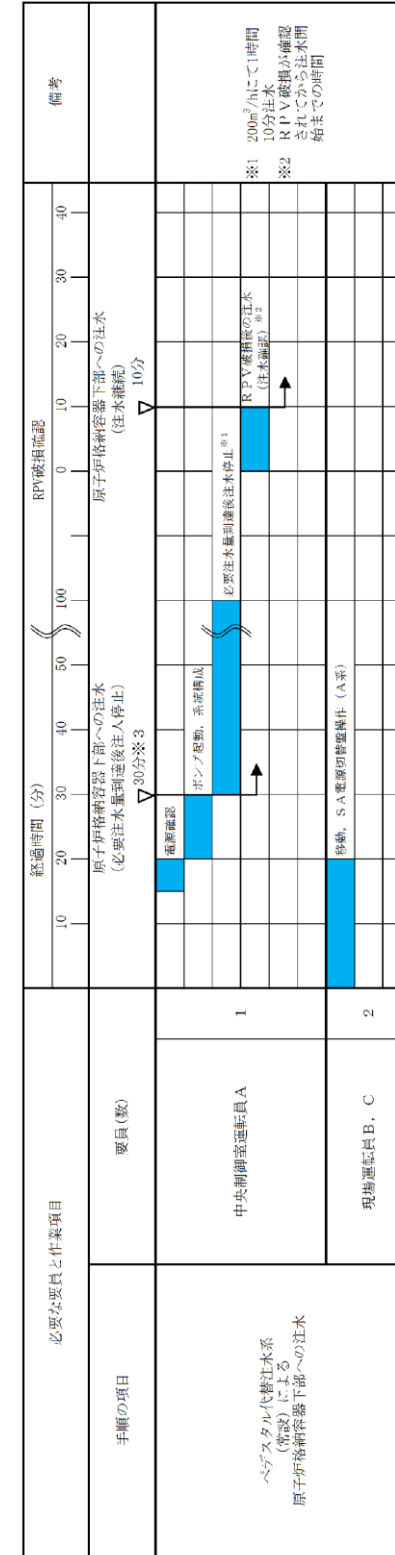
第 1.8.4 図 格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



【ベデスタル (ドライウェル部) 水位確保】

【原子炉圧力容器破損後のベデスタル (ドライウェル部) への注水】

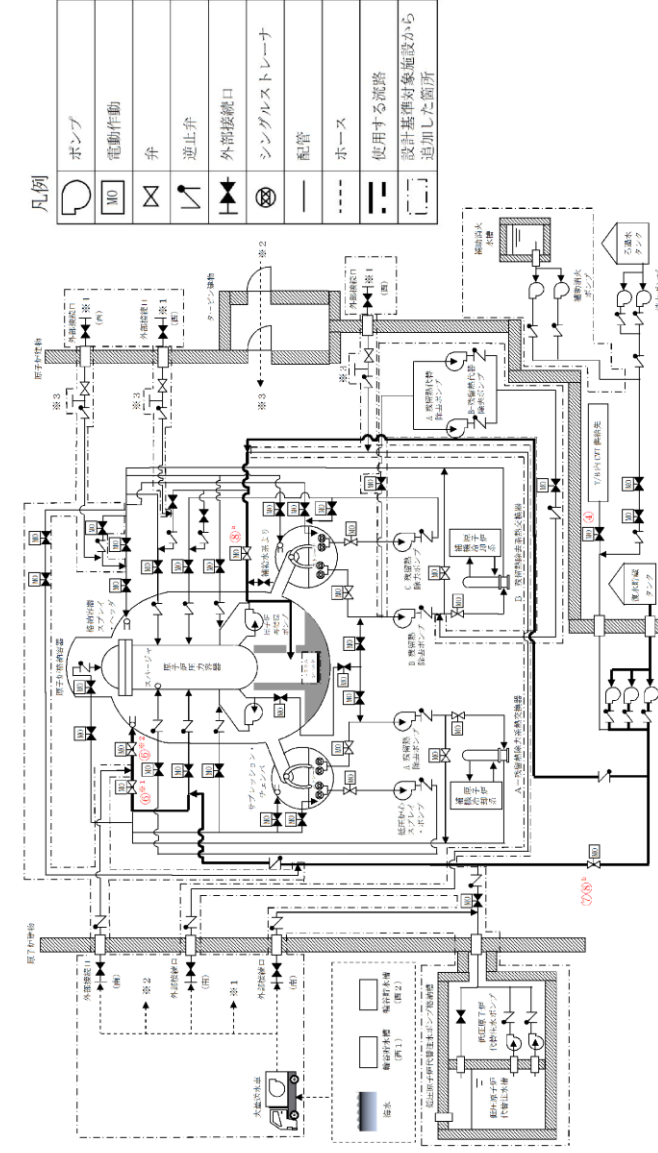
第 1.8-5 図 格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水 タイムチャート



※3 非常用コントロールセンター切替盤を使用する場合は、20分以内に可能である。

第 1.8-6 図 ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑬の相違



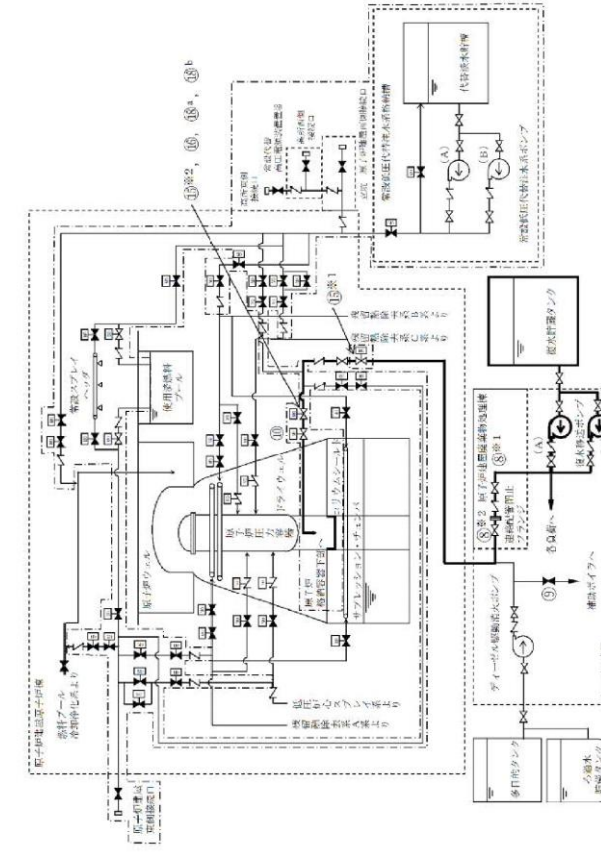
第1.8-7 図 復水輸送系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/4)

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備

<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> <div style="text-align: center;"> <table border="1" data-bbox="2012 699 2249 1560"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>CWT T/B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{※1}</td> <td>A-RHRドライウエル第1スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{※2}</td> <td>A-RHRドライウエル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑦⑧^b</td> <td>A-RHR R P V代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>MUW P C V代替冷却外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{※1} : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> </div> <p>第1.8-7 図 復水輸送系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2 / 4)</p>	操作手順	弁名称	④	CWT T/B供給遮断弁	⑥ ^{※1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	⑥ ^{※2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	⑦⑧ ^b	A-RHR R P V代替注水弁	⑧ ^a	MUW P C V代替冷却外側隔離弁	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA時の SRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備
操作手順	弁名称														
④	CWT T/B供給遮断弁														
⑥ ^{※1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁														
⑥ ^{※2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁														
⑦⑧ ^b	A-RHR R P V代替注水弁														
⑧ ^a	MUW P C V代替冷却外側隔離弁														

凡例

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



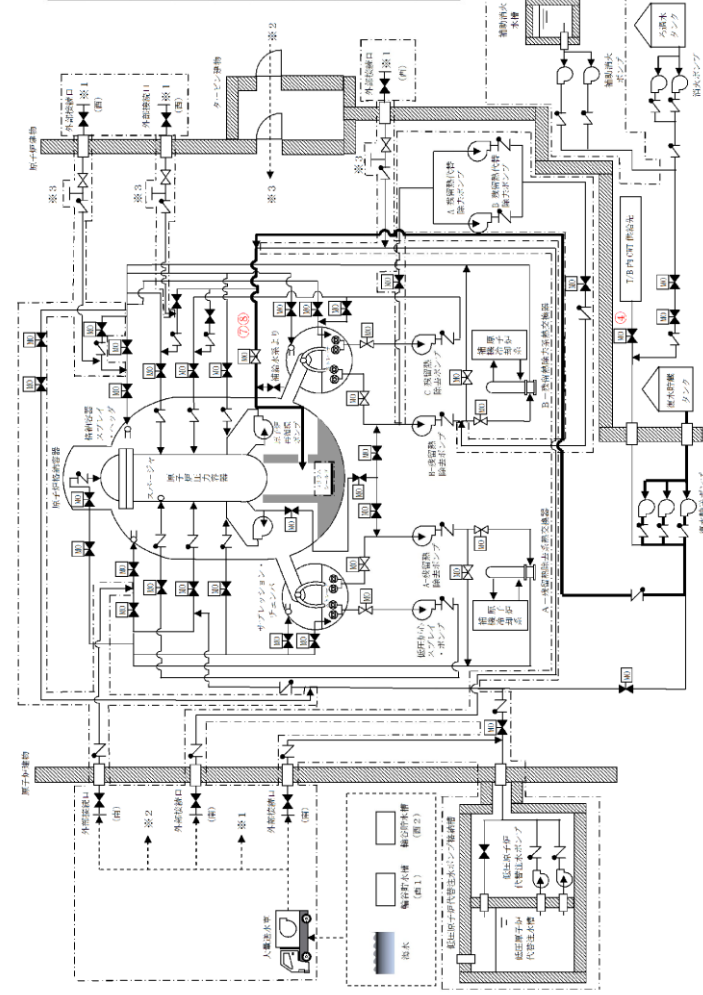
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑬a, ⑬b, ⑬c	補給水系一消火系連絡ライン止め弁	⑬	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁
⑬d, ⑬e, ⑬f	補助ボイラ冷却水元弁	⑬a, ⑬b, ⑬c, ⑬d, ⑬e, ⑬f	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁

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点がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○ a1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-10 図 補給水系によるペデスタル (ドライウェル部) への注水 概要図 (2/2)

凡例

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

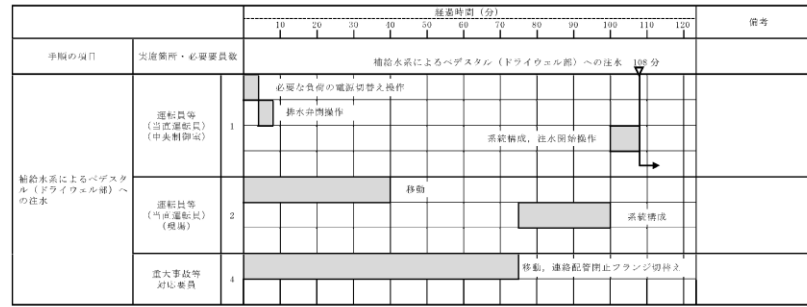


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.8-7 図 復水輸送系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (3/4)

- ・設備の相違
【東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違
- ・設備の相違
【柏崎 6/7】
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="2012 590 2151 1593"> <thead> <tr> <th data-bbox="2012 1335 2056 1593">操作手順</th> <th data-bbox="2012 590 2056 1335">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="2062 1335 2107 1593">④</td> <td data-bbox="2062 590 2107 1335">CWT T/B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2113 1335 2151 1593">⑦⑧</td> <td data-bbox="2113 590 2151 1335">MUW PCV代替冷却外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2154 1167 2184 1593">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。</p> <p data-bbox="2223 394 2258 1738"><u>第 1.8-7 図 復水輸送系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(4 / 4)</u></p>	操作手順	弁名称	④	CWT T/B供給遮断弁	⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	<p data-bbox="2516 212 2724 239">・記載表現の相違</p> <p data-bbox="2516 254 2659 281">【東海第二】</p> <p data-bbox="2516 300 2778 422">島根 2 号炉は, 概要図 (4 / 4) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称								
④	CWT T/B供給遮断弁								
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁								

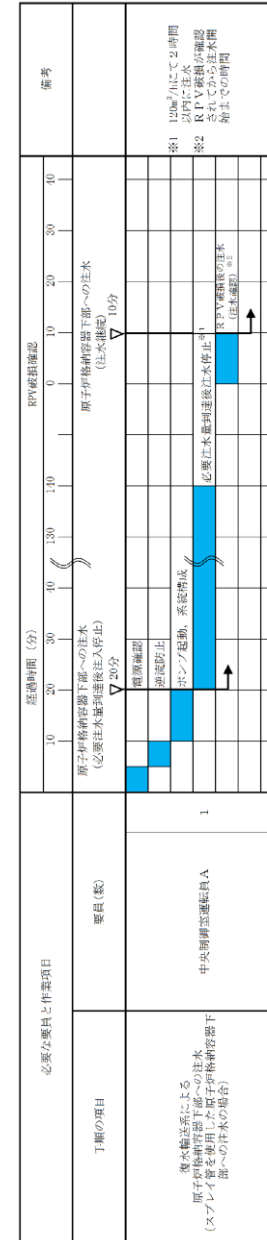


【ペDESTAL (ドライウェル部) 水位確保】

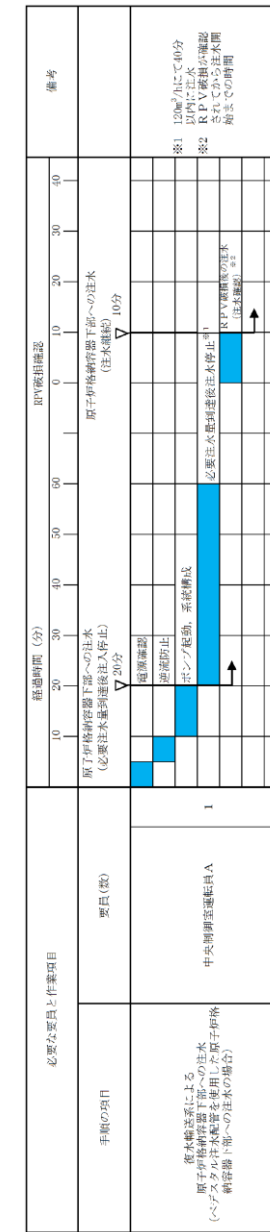


【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウェル部) への注水】

第 1.8-11 図 補給水系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水 タイムチャート



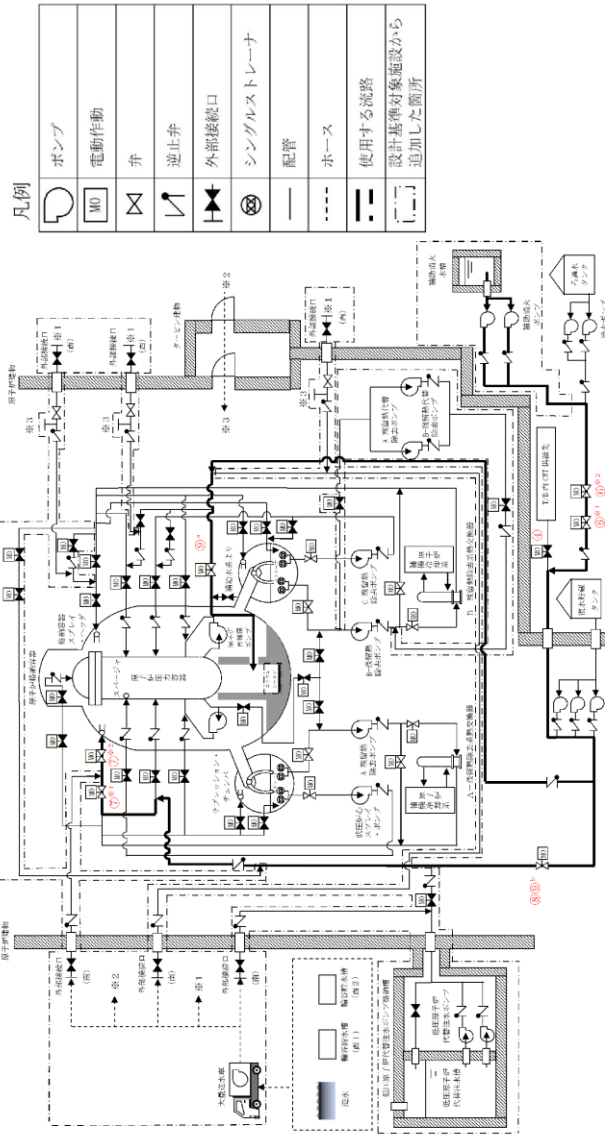
(スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)



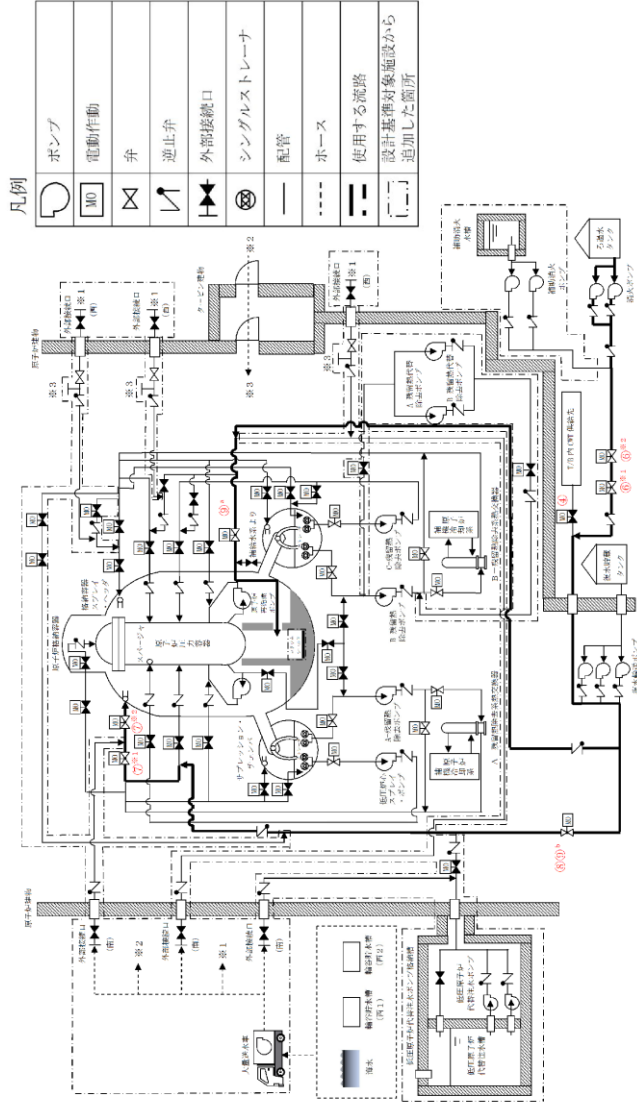
(ペDESTAL注水配管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

第 1.8-8 図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

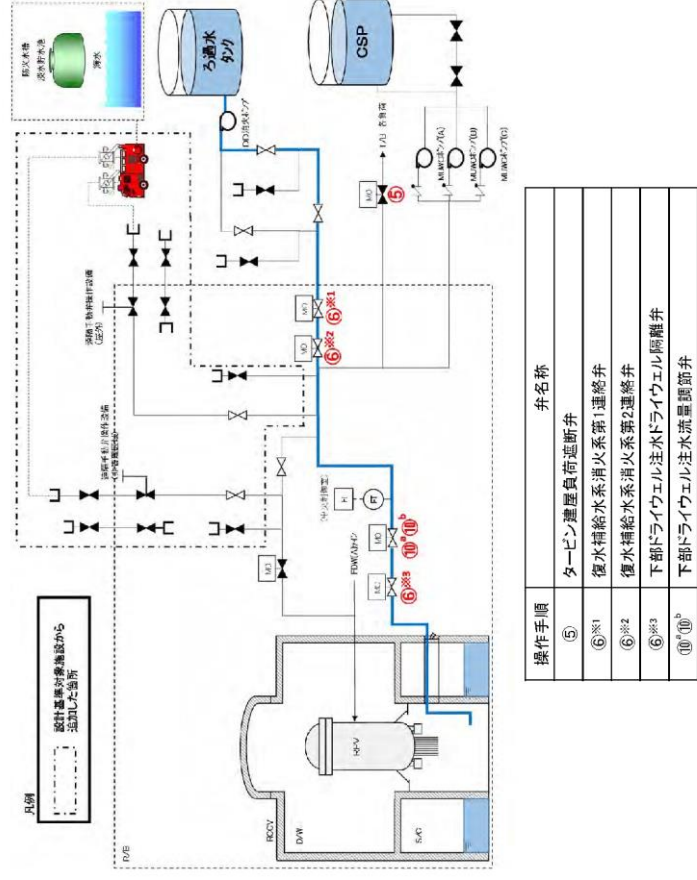
・体制及び運用の相違
【東海第二】
⑬の相違
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備

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																				
		 <p>凡例</p> <table border="1" data-bbox="1765 535 2122 745"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動作動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>外部接続口</td></tr> <tr><td></td><td>シングルストレーナ</td></tr> <tr><td></td><td>配管</td></tr> <tr><td></td><td>ホース</td></tr> <tr><td></td><td>使用する流路</td></tr> <tr><td></td><td>設計基像対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <p>記載例</p> <ul style="list-style-type: none"> ○¹ : 操作手順番号を示す。 ○² : 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。 ○³ : 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>第 1.8-9 図 消火系（スプレイ管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/8) (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)</p>		ポンプ		電動作動		弁		逆止弁		外部接続口		シングルストレーナ		配管		ホース		使用する流路		設計基像対象施設から追加した箇所	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p>
	ポンプ																						
	電動作動																						
	弁																						
	逆止弁																						
	外部接続口																						
	シングルストレーナ																						
	配管																						
	ホース																						
	使用する流路																						
	設計基像対象施設から追加した箇所																						

<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> <div 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>④</td> <td>CWT T/B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*1}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*2}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{*1}</td> <td>A-RHRドライウエル第1スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{*2}</td> <td>A-RHRドライウエル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑧⑨^b</td> <td>A-RHR R P V代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑨^a</td> <td>MUW P C V代替冷却側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。</p> <p>第 1.8-9 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2 / 8) (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)</p> </div>	操作手順	弁名称	④	CWT T/B供給遮断弁	⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	⑦ ^{*1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	⑦ ^{*2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	⑧⑨ ^b	A-RHR R P V代替注水弁	⑨ ^a	MUW P C V代替冷却側隔離弁	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と S A時の S R V健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備
操作手順	弁名称																		
④	CWT T/B供給遮断弁																		
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)																		
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁																		
⑦ ^{*1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁																		
⑦ ^{*2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁																		
⑧⑨ ^b	A-RHR R P V代替注水弁																		
⑨ ^a	MUW P C V代替冷却側隔離弁																		

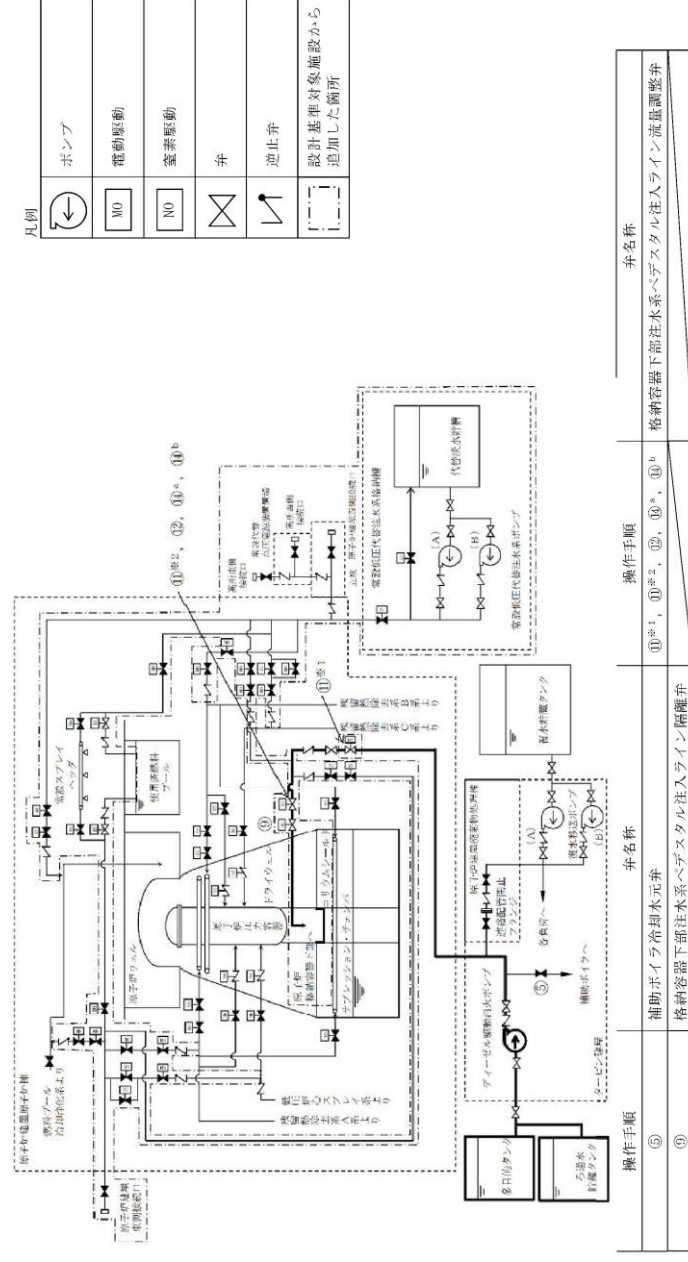
<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p>										
		 <p>凡例</p> <table border="1" data-bbox="1721 567 2107 777"> <tr><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>電動作動</td></tr> <tr><td>弁</td></tr> <tr><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>外部接続口</td></tr> <tr><td>シングルストレーナ</td></tr> <tr><td>配管</td></tr> <tr><td>ホース</td></tr> <tr><td>使用する管路</td></tr> <tr><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <p>記載例</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ : 操作手順番号を示す。 ○⁰⁰ : 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。 ○⁰¹ : 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。 	ポンプ	電動作動	弁	逆止弁	外部接続口	シングルストレーナ	配管	ホース	使用する管路	設計基準対象施設から追加した箇所	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p>
ポンプ													
電動作動													
弁													
逆止弁													
外部接続口													
シングルストレーナ													
配管													
ホース													
使用する管路													
設計基準対象施設から追加した箇所													
		<p>第 1.8-9 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (3 / 8)</p> <p>(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)</p>											

<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> <div style="text-align: center;"> <table border="1" data-bbox="1863 751 2178 1625"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>CWT T/B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*1}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*2}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{*1}</td> <td>A-RHR ドライウエル第1 スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑦^{*2}</td> <td>A-RHR ドライウエル第2 スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>A-RHR RPV 代替注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑨^a</td> <td>MUW PCV 代替冷却外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第 1.8-9 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(4/8) (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)</p> </div>	操作手順	弁名称	④	CWT T/B 供給遮断弁	⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	⑦ ^{*1}	A-RHR ドライウエル第1 スプレイ弁	⑦ ^{*2}	A-RHR ドライウエル第2 スプレイ弁	⑧ ^a	A-RHR RPV 代替注水弁	⑨ ^a	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備
操作手順	弁名称																		
④	CWT T/B 供給遮断弁																		
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)																		
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁																		
⑦ ^{*1}	A-RHR ドライウエル第1 スプレイ弁																		
⑦ ^{*2}	A-RHR ドライウエル第2 スプレイ弁																		
⑧ ^a	A-RHR RPV 代替注水弁																		
⑨ ^a	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁																		

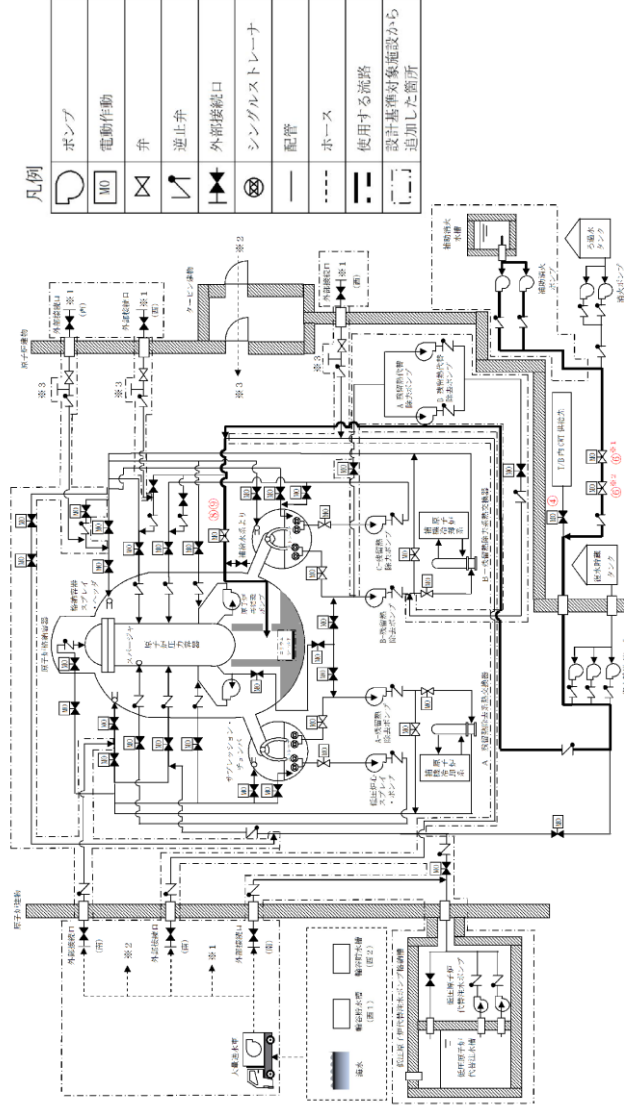


操作手順	井名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑥※3	下部ドライウェル注水ドライウェル隔離弁
⑩※10	下部ドライウェル注水流量調節弁

第1.8.8図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図



第1.8-8図 消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 概要図 (2/2)

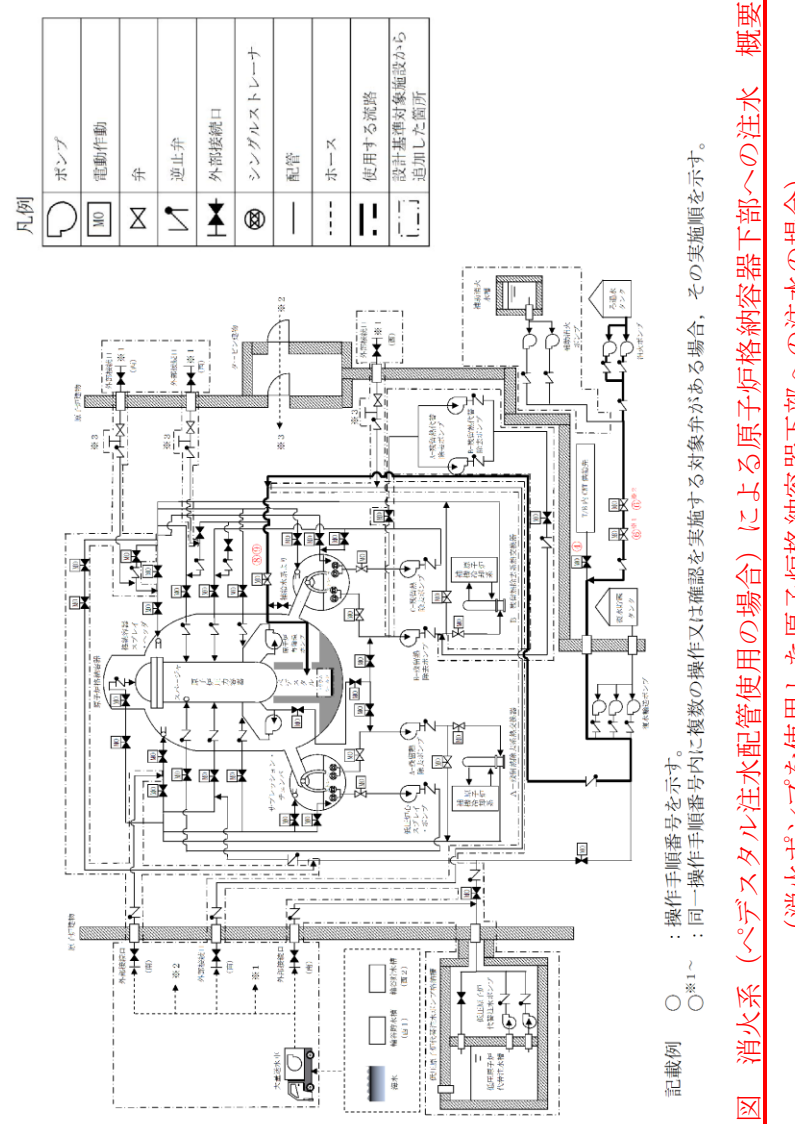


記載例 ○※1~○※5 : 操作手順番号を示す。
 ○※1~○※5 : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-9図 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図(5/8)
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

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

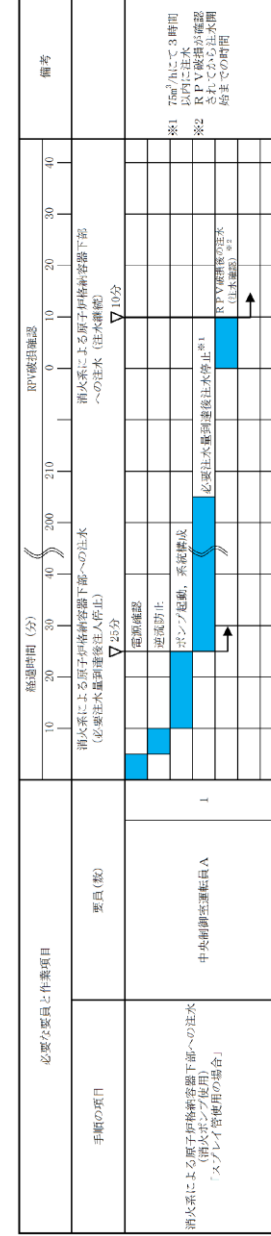
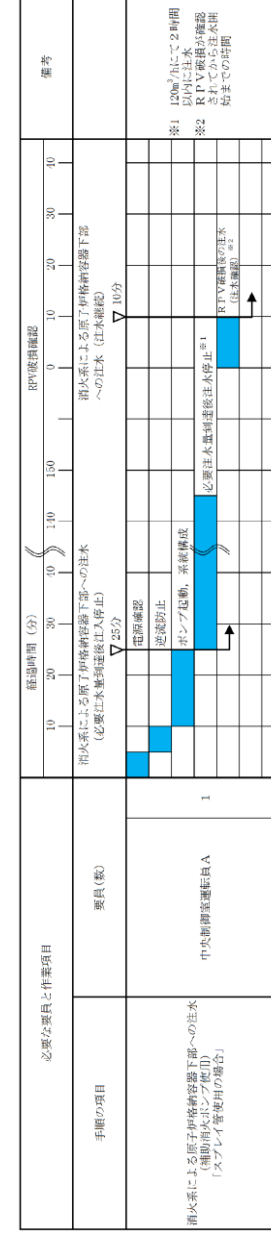
<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p> <div style="text-align: center;"> <table border="1" data-bbox="1902 739 2095 1570"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>CWT T / B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*1}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑥^{*2}</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^⑨</td> <td>MUW P C V 代替冷却外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^{*1}~○^{*2} : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第 1.8-9 図 消火系 (ベデスタル注水配管使用の場合) による <u>原子炉格納容器下部への注水</u> 概要図(6 / 8) (補助消火ポンプを使用した <u>原子炉格納容器下部への注水の場合</u>)</p> </div>	操作手順	弁名称	④	CWT T / B 供給遮断弁	⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	⑧ ^⑨	MUW P C V 代替冷却外側隔離弁	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (6 / 8) に操作対象を記載
操作手順	弁名称												
④	CWT T / B 供給遮断弁												
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)												
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁												
⑧ ^⑨	MUW P C V 代替冷却外側隔離弁												

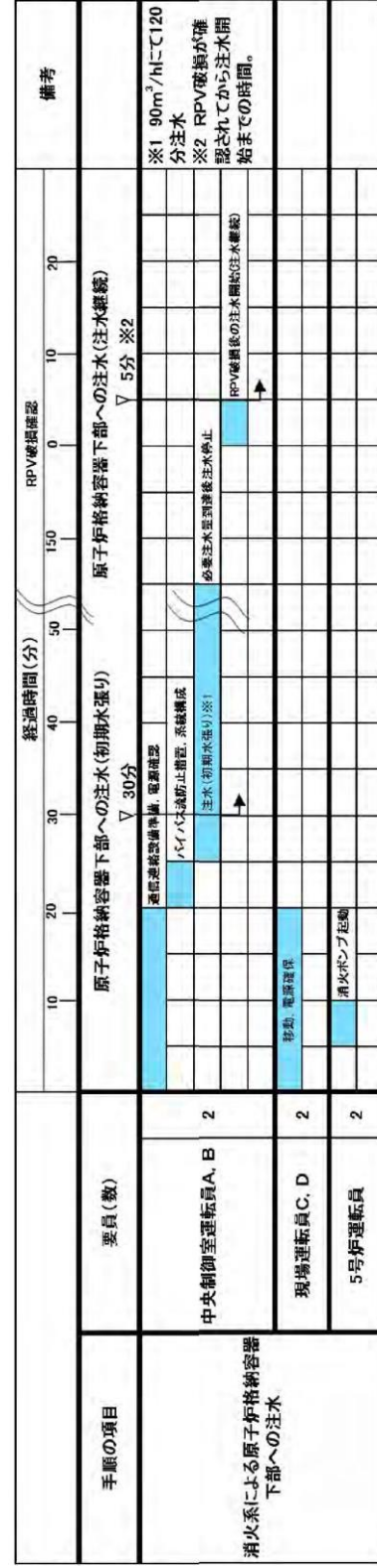
<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>  <p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>電動作動</td></tr> <tr><td>弁</td></tr> <tr><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>外部接続口</td></tr> <tr><td>シングルストレーナ</td></tr> <tr><td>配管</td></tr> <tr><td>ホース</td></tr> <tr><td>使用する配路</td></tr> <tr><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <p>記載例 ○*1~ : 操作手順番号を示す。 ○ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第 1.8-9 図 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(7/8) (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)</p>	ポンプ	電動作動	弁	逆止弁	外部接続口	シングルストレーナ	配管	ホース	使用する配路	設計基準対象施設から追加した箇所	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 配管構成の相違による注水経路の相違
ポンプ													
電動作動													
弁													
逆止弁													
外部接続口													
シングルストレーナ													
配管													
ホース													
使用する配路													
設計基準対象施設から追加した箇所													

<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> <div style="text-align: center;"> <table border="1" data-bbox="1923 739 2113 1600"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>CWT T / B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*1</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑧⑨</td> <td>MUW PCV 代替冷却外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第 1.8-9 図 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による <u>原子炉格納容器下部への注水</u> 概要図 (8 / 8)</p> <p>(消火ポンプを使用した <u>原子炉格納容器下部への注水の場合</u>)</p> </div>	操作手順	弁名称	④	CWT T / B 供給遮断弁	⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁	⑧⑨	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (8 / 8) に操作対象を記載
操作手順	弁名称												
④	CWT T / B 供給遮断弁												
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)												
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁												
⑧⑨	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁												

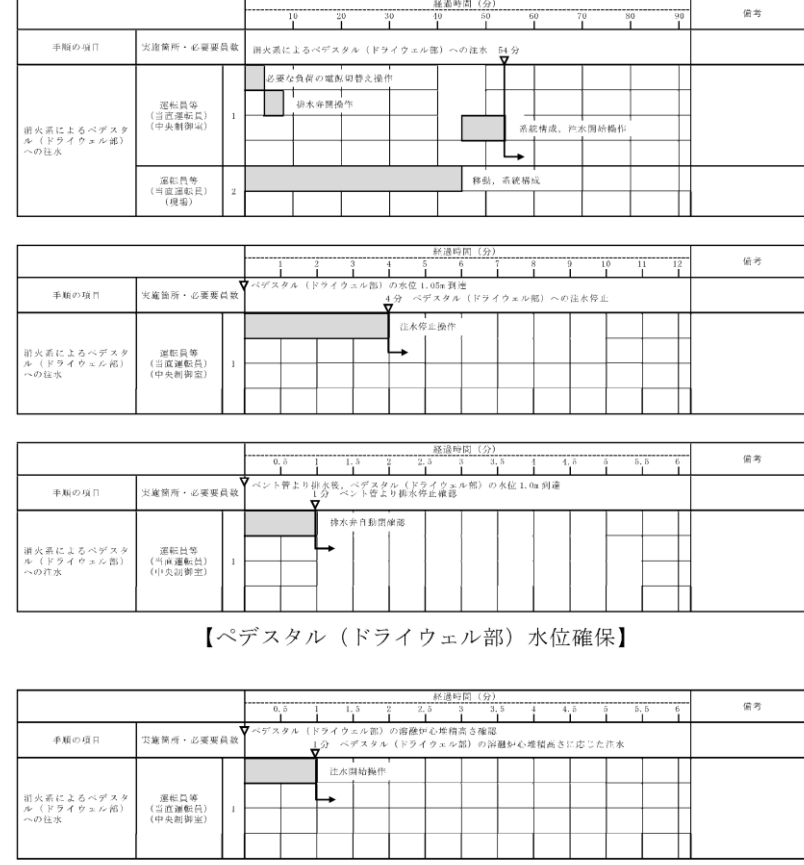
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は, **原子炉格納容器下部**への注水と SA時の SRV健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した **原子炉格納容器下部**への注水手段を整備

第 1.8-10 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート (1 / 2)





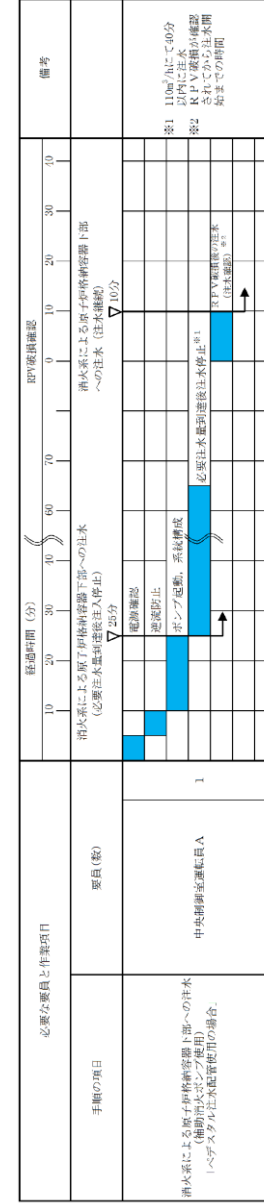
第1.8.9図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



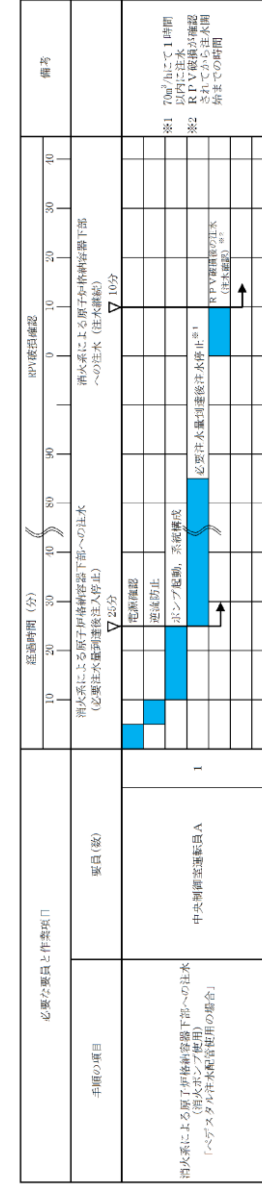
【ベドスタル(ドライウエル部)水位確保】

【原子炉圧力容器破損後のベドスタル(ドライウエル部)への注水】

第1.8-9図 消火系によるベドスタル(ドライウエル部)への注水 タイムチャート



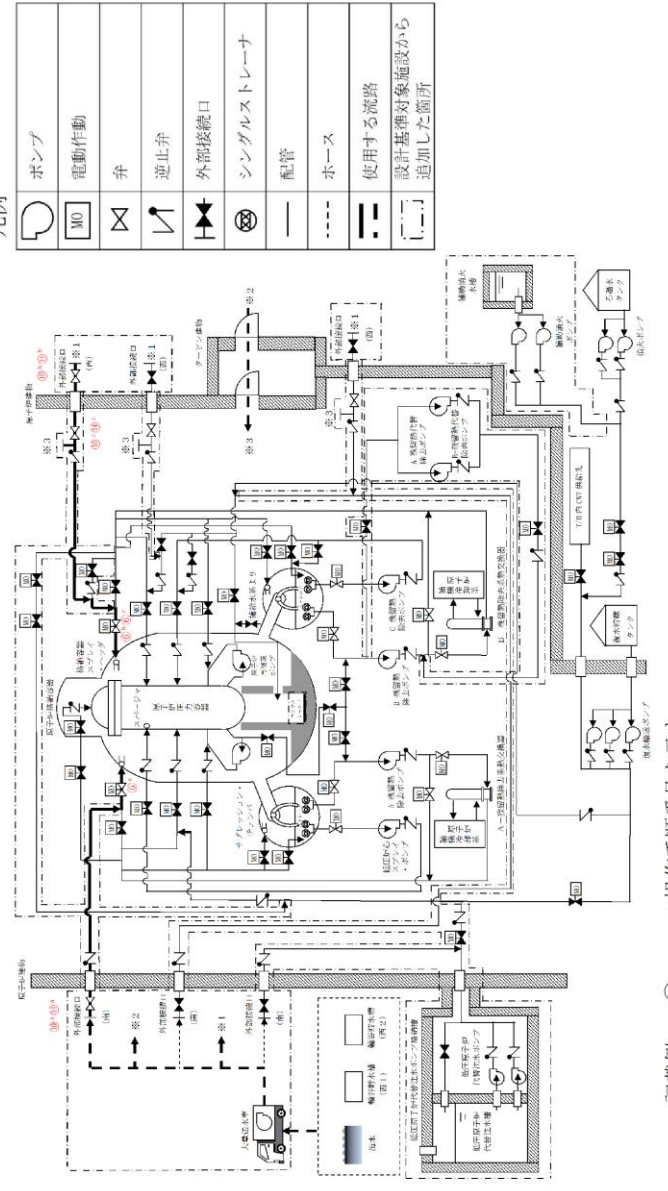
(補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)



(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

第1.8-10図 消火系(ベドスタル注水配管使用の場合)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート(2/2)

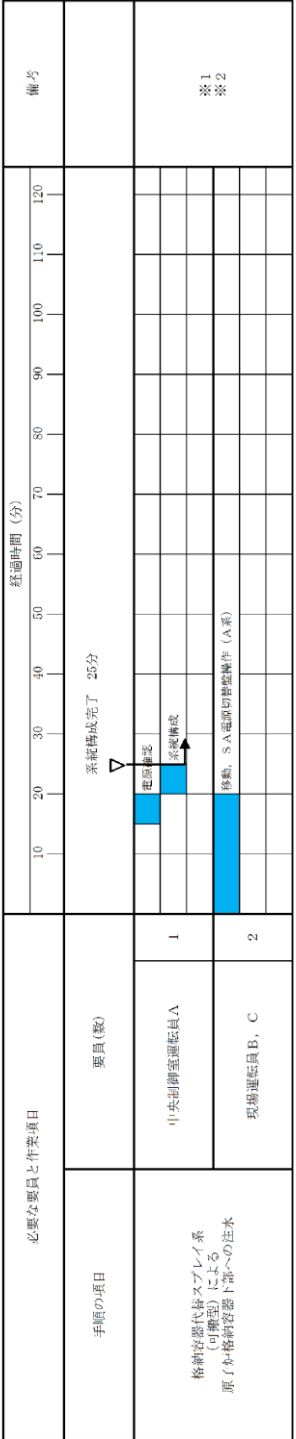
備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7,東海第二】
 ⑬の相違

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</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>凡例</p> <table border="1" data-bbox="1765 525 2151 756"> <tr><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>電動作動</td></tr> <tr><td>弁</td></tr> <tr><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>外部接続口</td></tr> <tr><td>シングルストレーナ</td></tr> <tr><td>配管</td></tr> <tr><td>ホース</td></tr> <tr><td>使用する流路</td></tr> <tr><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <p>記載例 ○ ○[○]</p> <p>○ : 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を示す。</p>	ポンプ	電動作動	弁	逆止弁	外部接続口	シングルストレーナ	配管	ホース	使用する流路	設計基準対象施設から追加した箇所	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備
ポンプ													
電動作動													
弁													
逆止弁													
外部接続口													
シングルストレーナ													
配管													
ホース													
使用する流路													
設計基準対象施設から追加した箇所													

第 1.8-11 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水) 概要図(1/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="1952 590 2169 1570"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥^a</td> <td>A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^b⑥^c</td> <td>B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^a⑭^a</td> <td>ACSS A-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^b⑭^b</td> <td>ACSS B-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^c⑭^c</td> <td>ACSS B-注水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2169 590 2220 1570">記載例 ○^a : 操作手順番号を示す。 ○^{a*} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。</p> <p data-bbox="2267 359 2303 1772">第 1.8-11 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による <u>原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</u> 概要図 (2 / 2)</p>	操作手順	弁名称	⑥ ^a	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁	⑥ ^b ⑥ ^c	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁	⑩ ^a ⑭ ^a	ACSS A-注水ライン流量調整弁	⑩ ^b ⑭ ^b	ACSS B-注水ライン流量調整弁	⑩ ^c ⑭ ^c	ACSS B-注水ライン止め弁	<p data-bbox="2516 212 2783 600">・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, <u>原子炉格納容器下部</u>への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した <u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備</p>
操作手順	弁名称														
⑥ ^a	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁														
⑥ ^b ⑥ ^c	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁														
⑩ ^a ⑭ ^a	ACSS A-注水ライン流量調整弁														
⑩ ^b ⑭ ^b	ACSS B-注水ライン流量調整弁														
⑩ ^c ⑭ ^c	ACSS B-注水ライン止め弁														

<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> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備
--	--------------------------------	---------------------	--

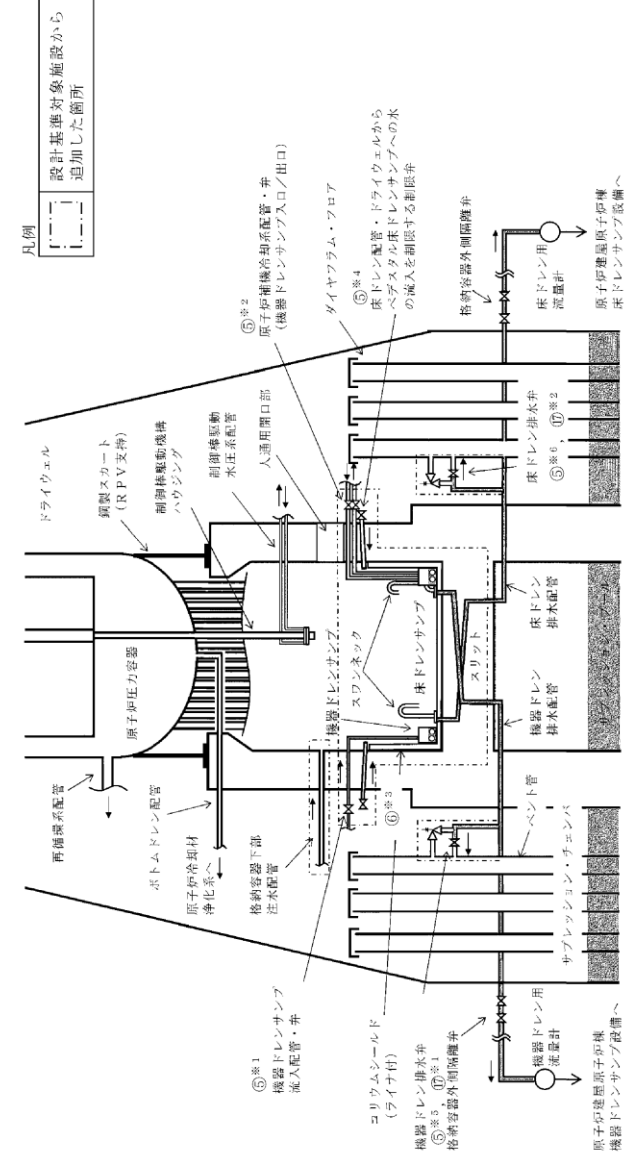


第 1.8-12 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート

※ 1 : 格納容器代替スプレイ系 A 系の系統構成を示す。また、格納容器代替スプレイ系 B 系による原子炉格納容器下部への注水については、系統構成完了まで 25 分以内で可能である。
 ※ 2 : 非常用コントロールルームセンター監視室が使用可能な場合は、15 分以内で可能である。

<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> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> </div>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 <p>島根 2号炉は、原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備</p>
--	--------------------------------	--	--

第 1.8-13 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)
(大量送水車による送水) タイムチャート

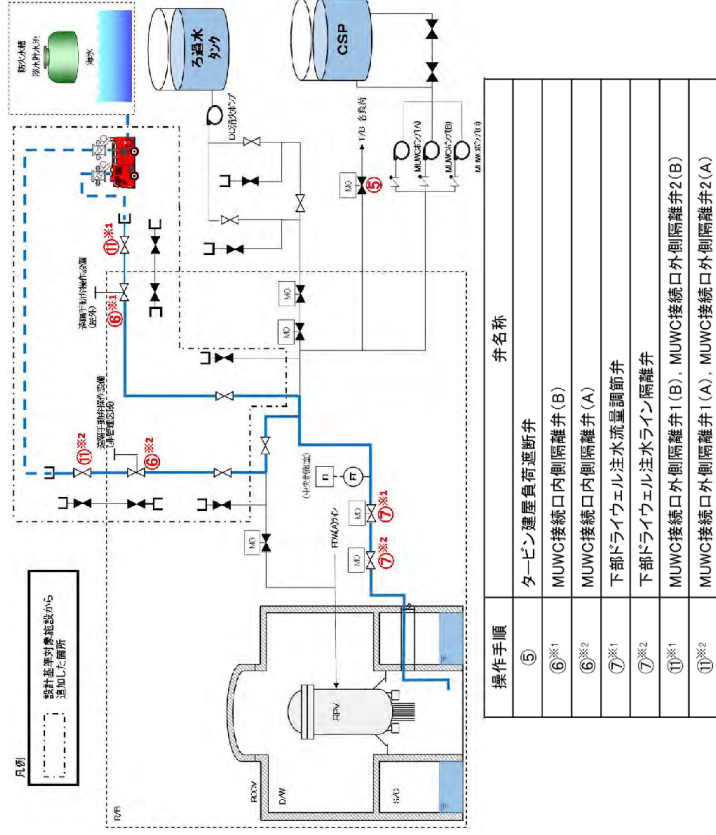


操作手順	弁名称
⑤*1, ⑤*2, ⑤*3, ⑤*4	制限弁
⑤*5, ⑤*6, ⑤*7, ⑤*8, ⑤*9, ⑤*10, ⑤*11, ⑤*12, ⑤*13, ⑤*14, ⑤*15, ⑤*16, ⑤*17, ⑤*18, ⑤*19, ⑤*20, ⑤*21, ⑤*22, ⑤*23, ⑤*24, ⑤*25, ⑤*26, ⑤*27, ⑤*28, ⑤*29, ⑤*30, ⑤*31, ⑤*32, ⑤*33, ⑤*34, ⑤*35, ⑤*36, ⑤*37, ⑤*38, ⑤*39, ⑤*40, ⑤*41, ⑤*42, ⑤*43, ⑤*44, ⑤*45, ⑤*46, ⑤*47, ⑤*48, ⑤*49, ⑤*50, ⑤*51, ⑤*52, ⑤*53, ⑤*54, ⑤*55, ⑤*56, ⑤*57, ⑤*58, ⑤*59, ⑤*60, ⑤*61, ⑤*62, ⑤*63, ⑤*64, ⑤*65, ⑤*66, ⑤*67, ⑤*68, ⑤*69, ⑤*70, ⑤*71, ⑤*72, ⑤*73, ⑤*74, ⑤*75, ⑤*76, ⑤*77, ⑤*78, ⑤*79, ⑤*80, ⑤*81, ⑤*82, ⑤*83, ⑤*84, ⑤*85, ⑤*86, ⑤*87, ⑤*88, ⑤*89, ⑤*90, ⑤*91, ⑤*92, ⑤*93, ⑤*94, ⑤*95, ⑤*96, ⑤*97, ⑤*98, ⑤*99, ⑤*100	排水弁

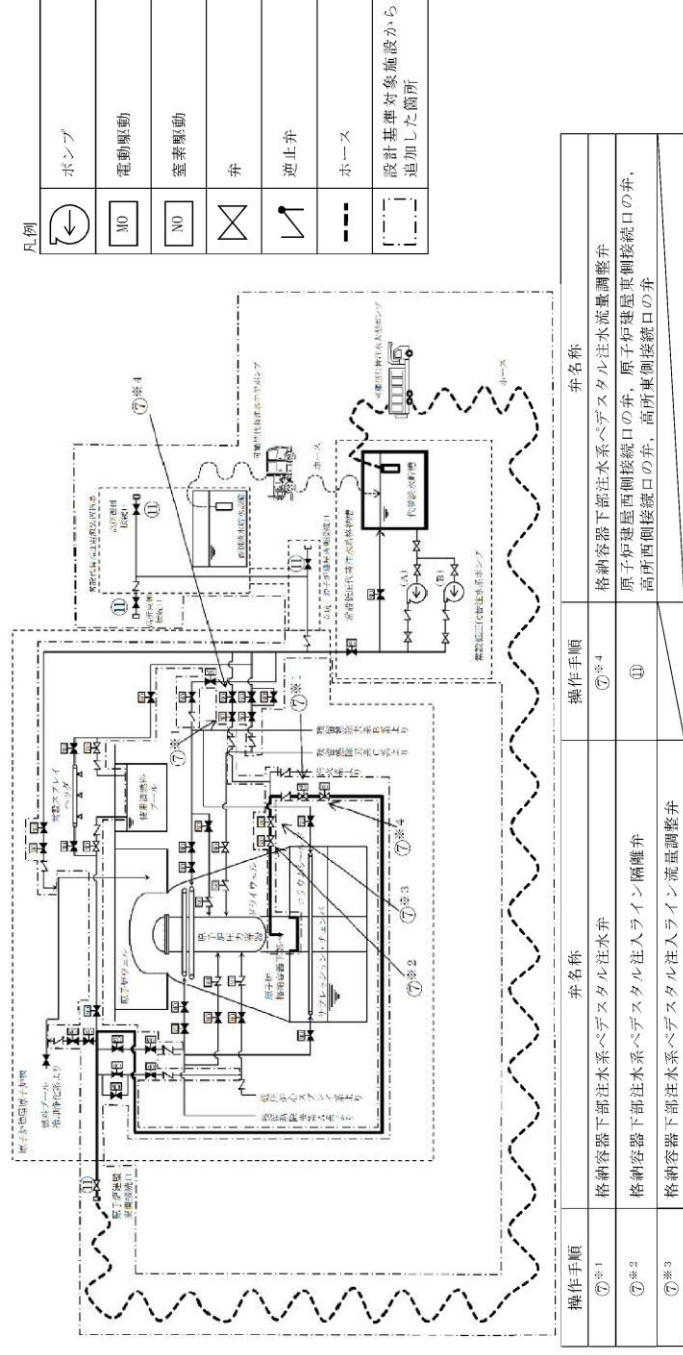
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-6 図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペダスタル (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) 概要図 (1/2)

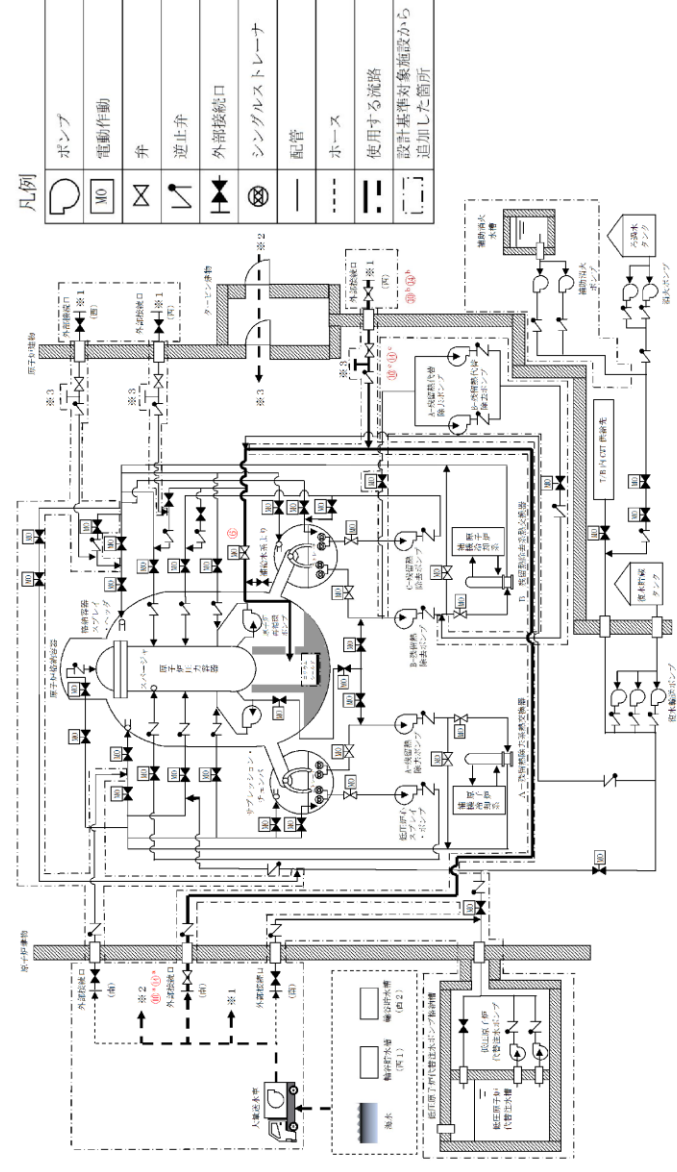
・設備の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、第1.8-14 図にて集約して記載



第1.8.5図 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水) 概要図



第1.8-6図 格納容器下部注水系(可搬型)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水(淡水/海水) 概要図(2/2)



記載例 ○※1~ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

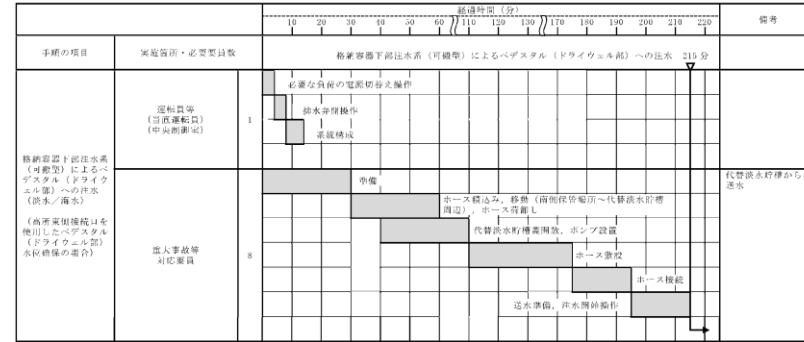
第1.8-14図 ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水) 概要図(1/2)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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="1982 567 2181 1564"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥</td> <td>MUW P CV代替冷却外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^a ⑭^a</td> <td>APFS A-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^b ⑭^b</td> <td>APFS B-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^c ⑭^c</td> <td>APFS B-注水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2181 609 2240 1501">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^{a~} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。</p> <p data-bbox="2270 346 2300 1764">第1.8-14 図 ペデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水) 概要図 (2 / 2)</p>	操作手順	弁名称	⑥	MUW P CV代替冷却外側隔離弁	⑩ ^a ⑭ ^a	APFS A-注水ライン流量調整弁	⑩ ^b ⑭ ^b	APFS B-注水ライン流量調整弁	⑩ ^c ⑭ ^c	APFS B-注水ライン止め弁	<p data-bbox="2507 210 2789 420">・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (2 / 2) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称												
⑥	MUW P CV代替冷却外側隔離弁												
⑩ ^a ⑭ ^a	APFS A-注水ライン流量調整弁												
⑩ ^b ⑭ ^b	APFS B-注水ライン流量調整弁												
⑩ ^c ⑭ ^c	APFS B-注水ライン止め弁												

手順の項目	要員(数)	系統構成完了 35分		備考
		通信連絡設備準備、電源確保	ハイパス流防止措置、系統構成	
格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)	2	中央制御室運転員 A, B		
	2	現場運転員 C, D	移動、電源確保	移動、遠隔手動弁操作設備による系統構成(非管理区域)

第 1.8.6 図 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート



【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m】

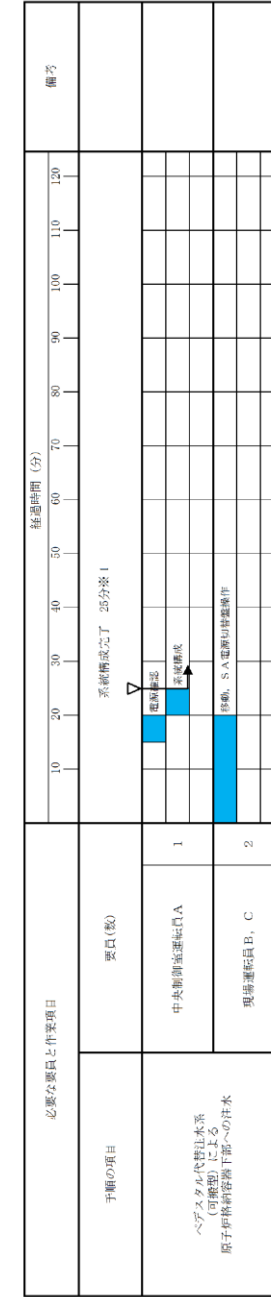


【ペDESTAL(ドライウエル部)水位確保】



【原子炉压力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水】

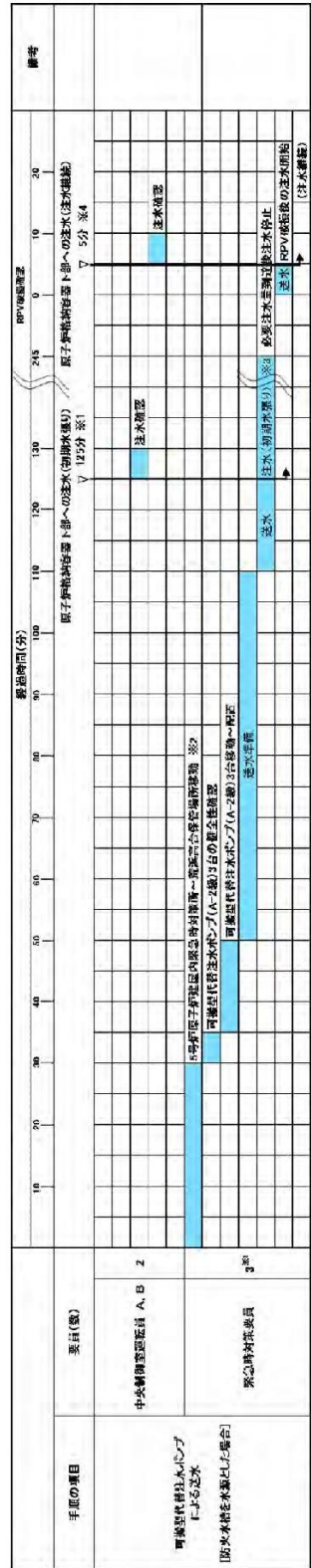
第 1.8-7 図 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) タイムチャート



※1 非常用コントロールルームを使用する場合は、15分以内が可能です。

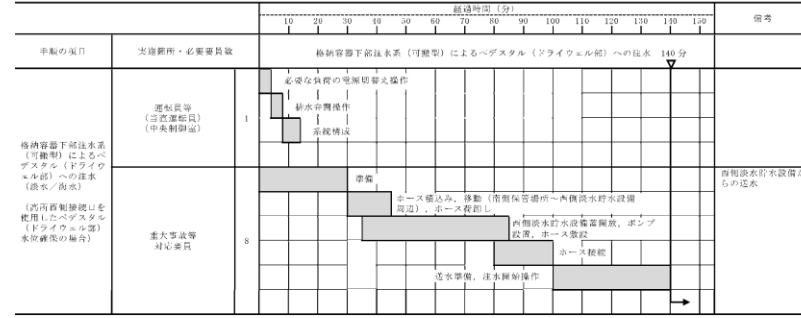
第 1.8-15 図 ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑬の相違



※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、緊急時対策要員2名で約105分で可能である。
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。
 ※3 90m³/hにて120分注水。
 ※4 RW破損が確認されたから注水開始までの時間。

第1.8.7図 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)
 (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート(1/3)



【ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m】



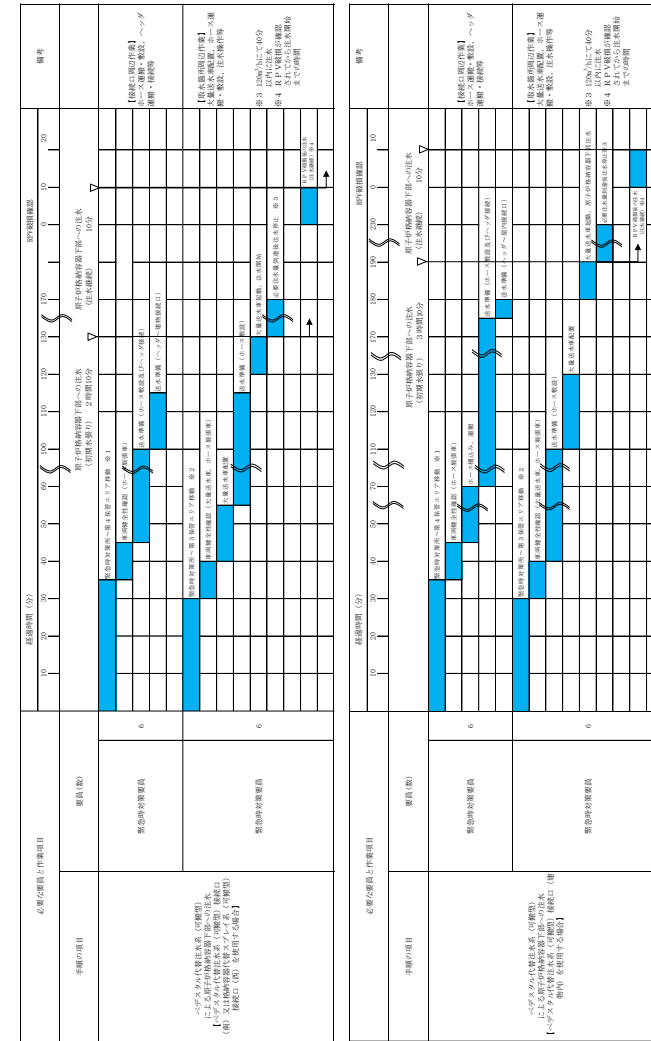
【ペDESTAL(ドライウエル部)水位確保】



【原子炉压力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水】

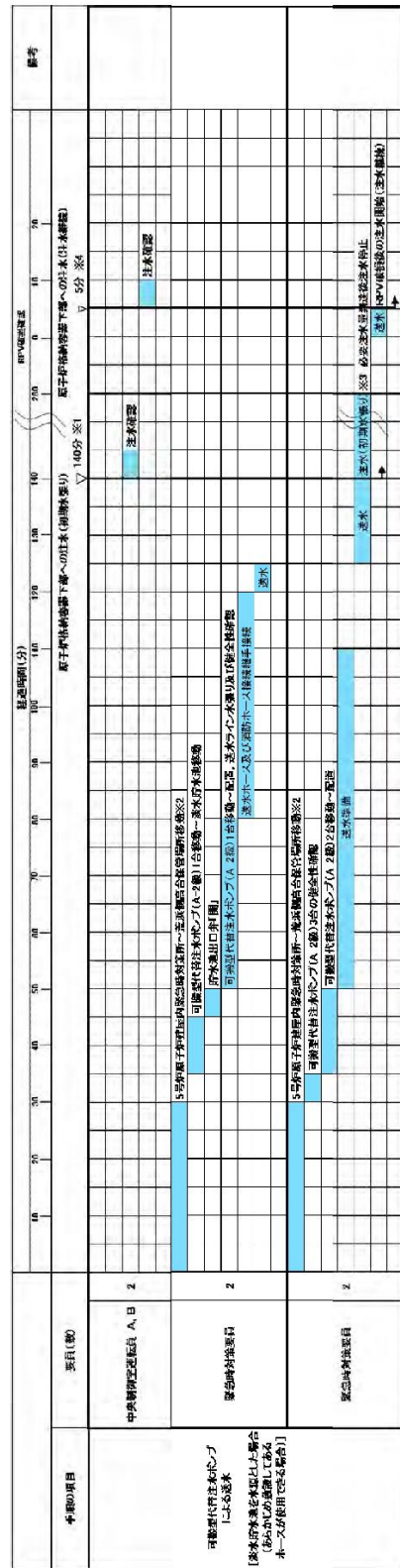
第1.8-7図 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) タイムチャート

(2/4)



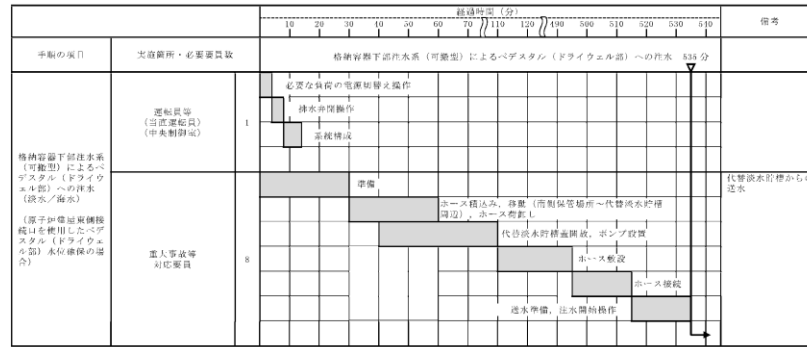
・体制及び運用の相違
 【柏崎6/7,東海第二】
 ⑬の相違

第1.8-16図 ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)
 (大量送水車による送水) タイムチャート



※1 5号炉東側第二配管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2線) を使用した場合は、120分以内で可能である。
 ※2 5号炉東側第二配管場所への移動は、10分と想定する。
 ※3 90m²/hにて120分注水。
 ※4 RPY(破損が確認されてから)本開始までの時間。

第1.8.7 図 格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)
 (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (2 / 3)



【ホース敷設 (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口) の場合は542m】



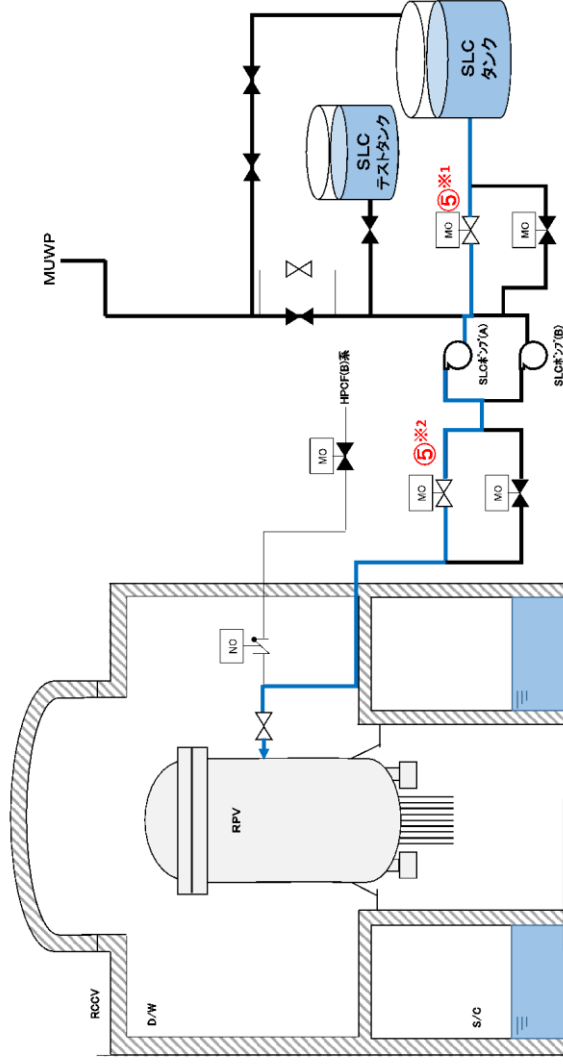
【ペDESTAL (ドライウェル部) 水位確保】



【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウェル部) への注水】

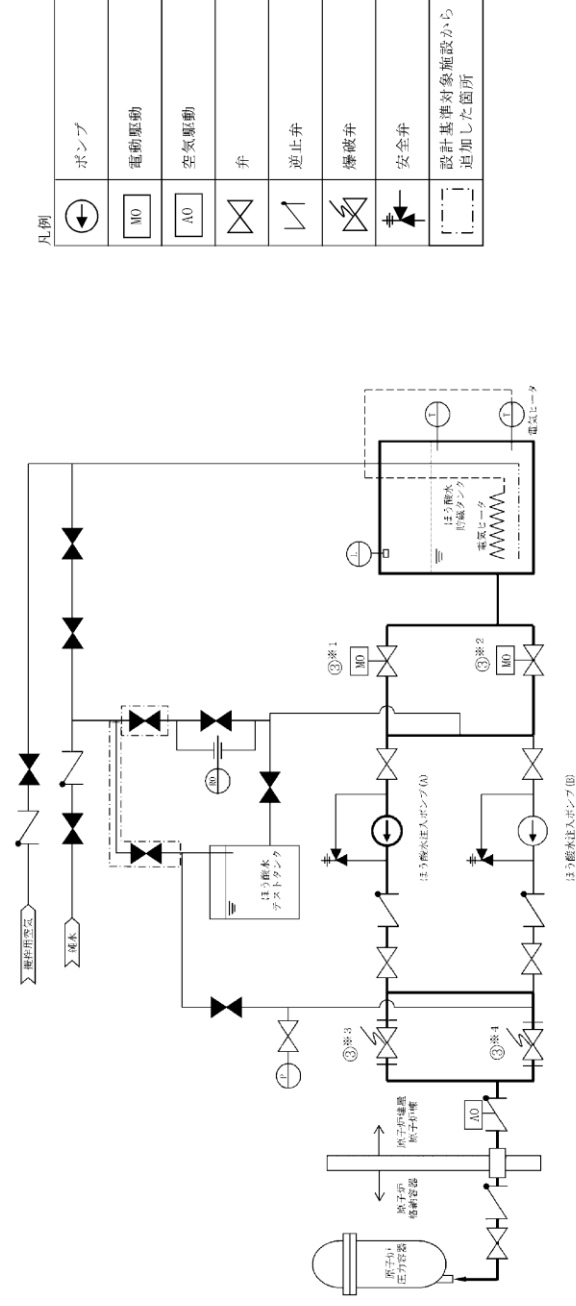
第1.8-7 図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水 (淡水/海水) タイムチャート

- ・設備の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ⑬の相違



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

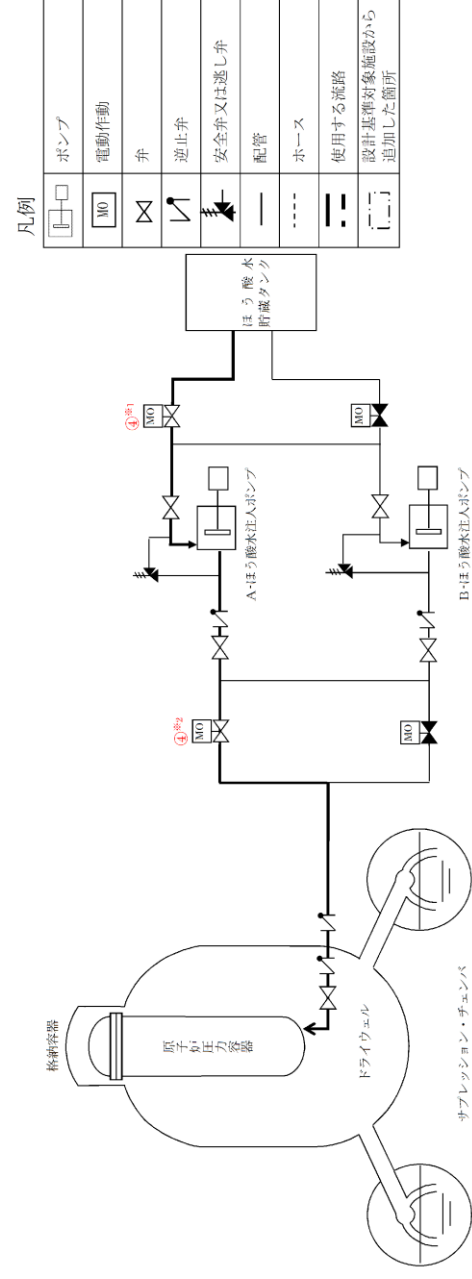
第 1.8.17 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図



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

記載例 ○※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 1.8-22 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図



操作手順	弁名称
④※1	A (B) - S L C タンク 出口 弁
④※2	A (B) - S L C 注 入 弁

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

第 1.8 - 17 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

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

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

第 1.8.18 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			
ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始													
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう 酸水注入	運転員等 (当班運転員) (中央制御室)	1											

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、注入開始まで2分以内で可能である。

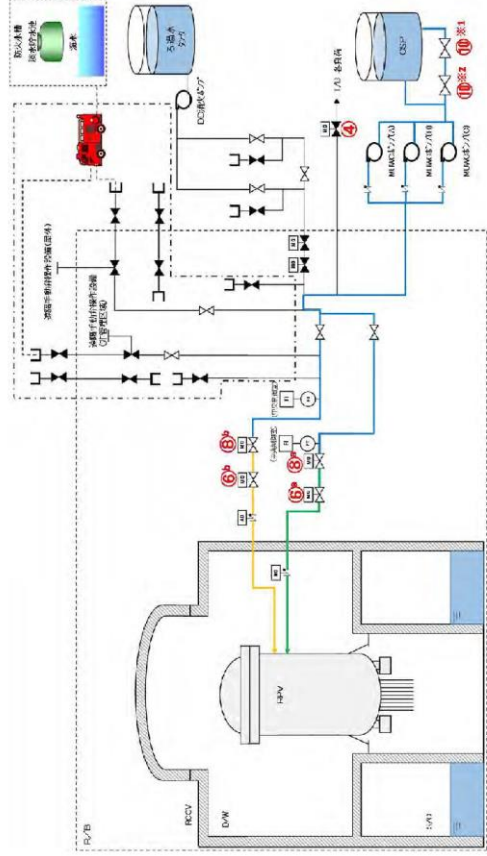
第 1.8-23 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50		55
ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始													
ほう酸水注入系による原子炉注水	中央制御室運転員A	1											

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、注入開始まで10分以内で可能である。

第 1.8 - 18 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

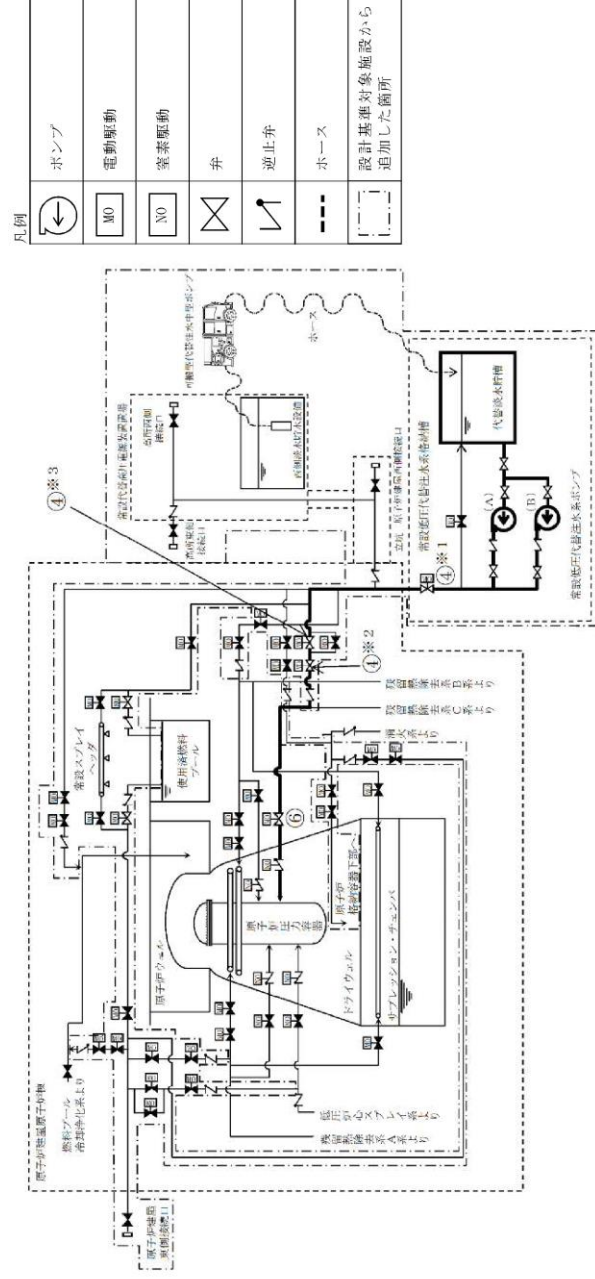
- ・体制及び運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ⑬の相違



操作手順	名称
④	タービン連巻巻断弁
⑤	残熱除去系注水注入弁(B)
⑥	残熱除去系注水注入弁(A)
⑦	残熱除去系洗浄水弁(B)
⑧	残熱除去系洗浄水弁(A)
⑨	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

凡例	注入配管
	残熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

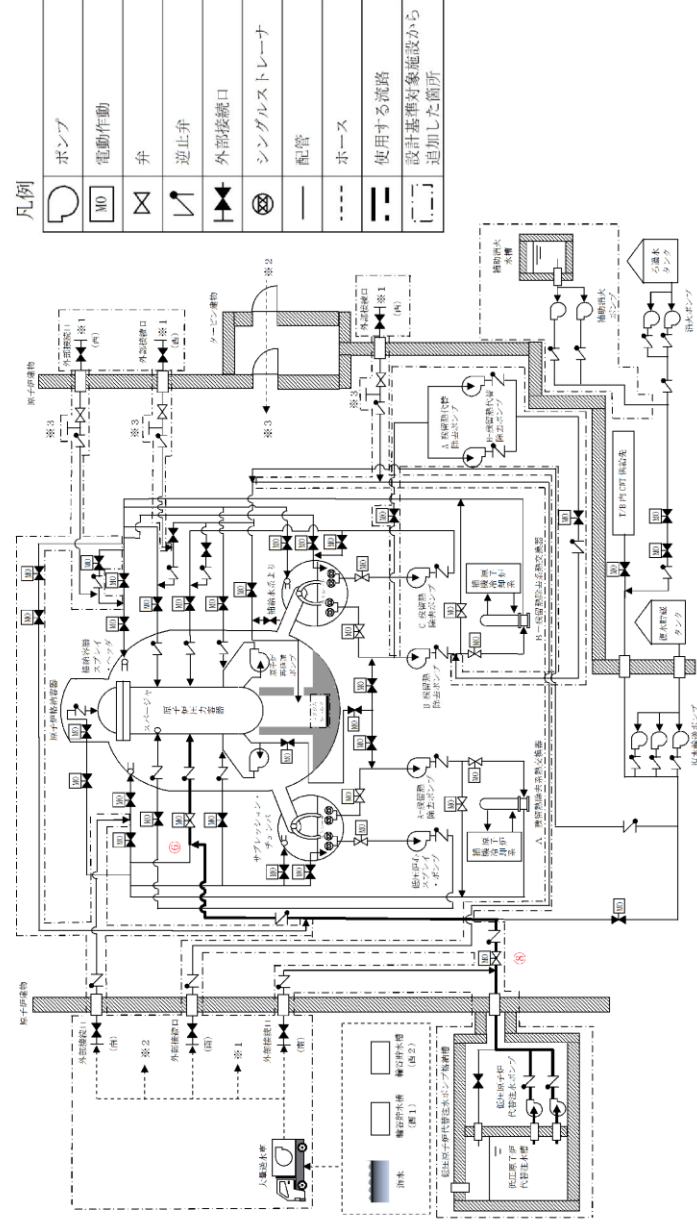
第1.8.10図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	名称	操作手順	名称
④	原子炉注水弁	①	原子炉圧力容器注水流速調整弁
⑤	常設低圧代替注水系系統分體弁	⑥	残熱除去系C系注入弁

記載例 ○①~⑩: 操作手順番号を示す。
○①~⑩: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を要する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-12図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 概要図



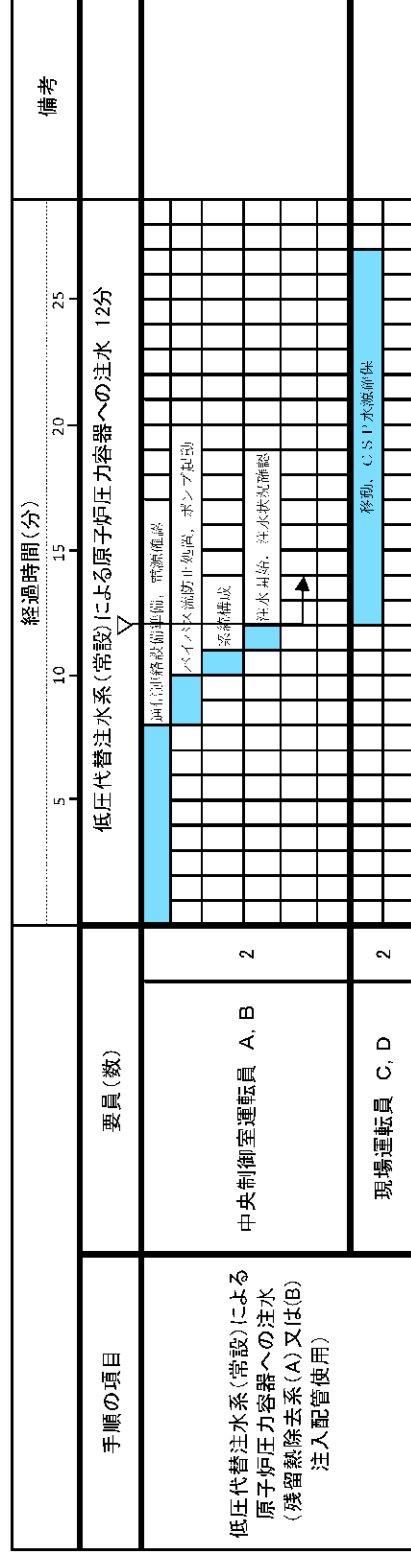
凡例	注入配管
	残熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残熱除去系(B)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例 ○: 操作手順番号を示す。

第1.8-19図 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器内への注水 概要図(1/2)

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

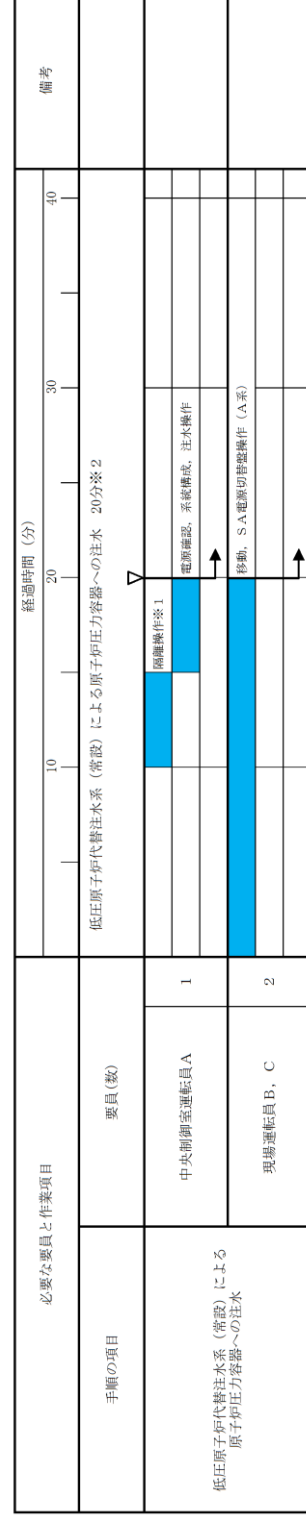
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
		<table border="1" data-bbox="2021 548 2163 1549"> <thead> <tr> <th data-bbox="2021 1211 2071 1549">操作手順</th> <th data-bbox="2021 548 2071 1207">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="2071 1211 2113 1549">⑥</td> <td data-bbox="2071 548 2113 1207">A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2113 1211 2163 1549">⑧</td> <td data-bbox="2113 548 2163 1207">FLSR注水隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2169 1150 2205 1549">記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p data-bbox="2220 470 2258 1648">第1.8-19図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器内への注水 概要図（2/2）</p>	操作手順	弁名称	⑥	A-RHR注水弁	⑧	FLSR注水隔離弁	<p data-bbox="2516 212 2783 422">・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は, 概要図（2/2）に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称								
⑥	A-RHR注水弁								
⑧	FLSR注水隔離弁								



第 1.8.11 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



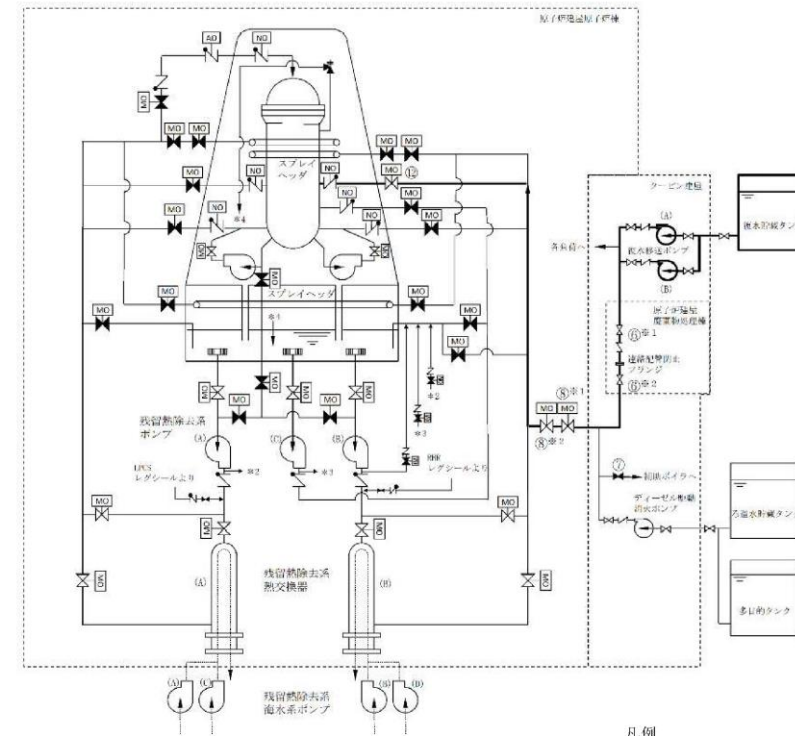
第 1.8-13 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



※1 原子炉冷却材喪失事象が確認された場合のみ隔離操作を実施。
 ※2 非常用コントロールセンタータリヤを使用する場合は、10分以内に可能である。

第 1.8-20 図 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器内への注水 タイムチャート

備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 ⑬の相違

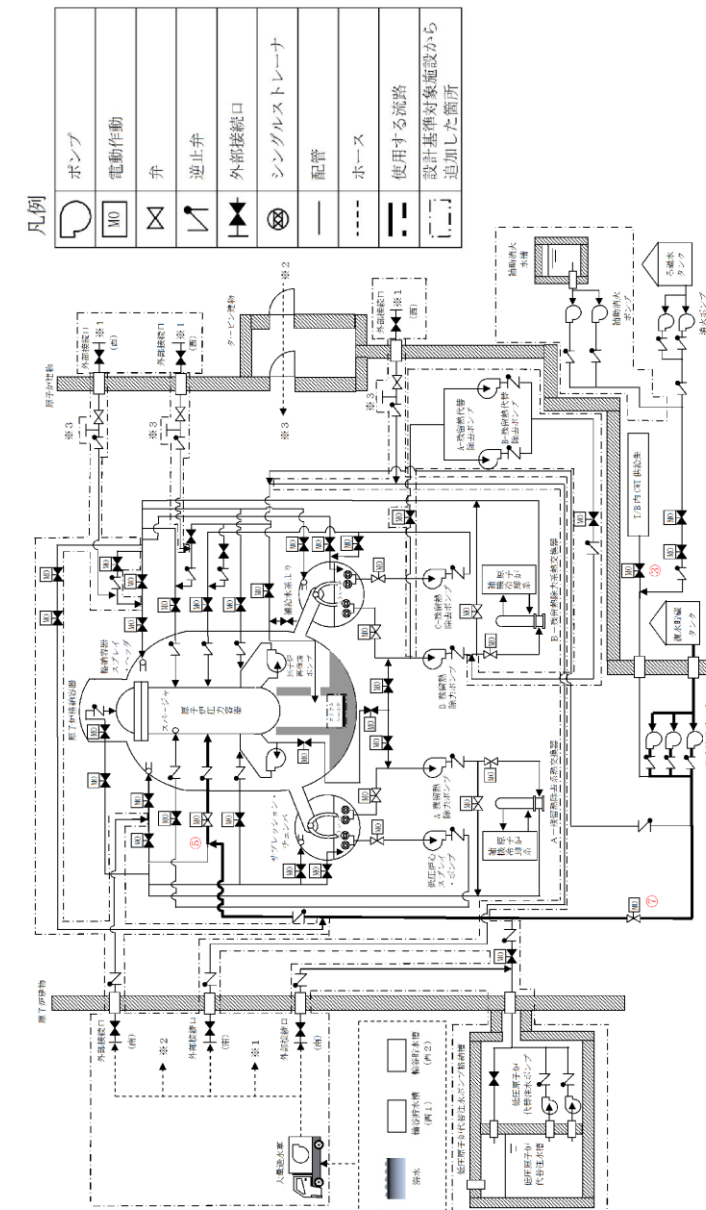


	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁

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

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

第 1.8-20 図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図



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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

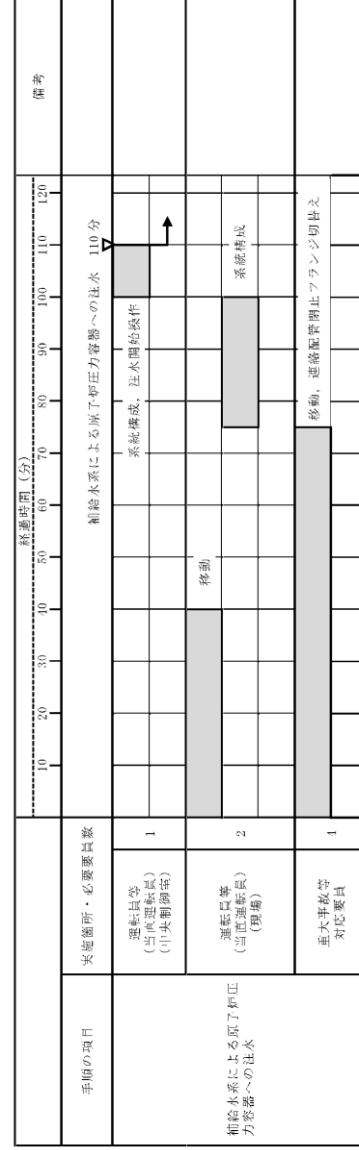
第 1.8-21 図 復水輸送系による原子炉圧力容器内への注水 概要図 (1 / 2)

・設備の相違
【東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

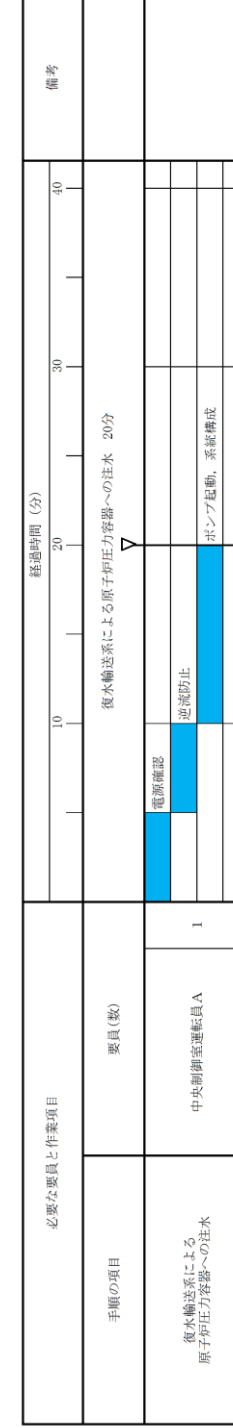
・設備の相違
【柏崎 6/7】
①の相違

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="2015 571 2202 1562"> <thead> <tr> <th data-bbox="2021 1226 2062 1558">操作手順</th> <th data-bbox="2021 575 2062 1222">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="2068 1226 2110 1558">③</td> <td data-bbox="2068 575 2110 1222">CWT T / B供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2116 1226 2157 1558">⑤</td> <td data-bbox="2116 575 2157 1222">A-RHR注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2163 1226 2205 1558">⑦</td> <td data-bbox="2163 575 2205 1222">A-RHR RPV代替注水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2211 1163 2249 1558">記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p data-bbox="2264 590 2303 1533"><u>第 1.8 - 21 図 復水輸送系による原子炉圧力容器内への注水 概要図 (2 / 2)</u></p>	操作手順	弁名称	③	CWT T / B供給遮断弁	⑤	A-RHR注水弁	⑦	A-RHR RPV代替注水弁	<p data-bbox="2516 212 2733 239">・記載表現の相違</p> <p data-bbox="2525 254 2665 281">【東海第二】</p> <p data-bbox="2516 300 2778 422">島根 2 号炉は、概要図 (2 / 2) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称										
③	CWT T / B供給遮断弁										
⑤	A-RHR注水弁										
⑦	A-RHR RPV代替注水弁										

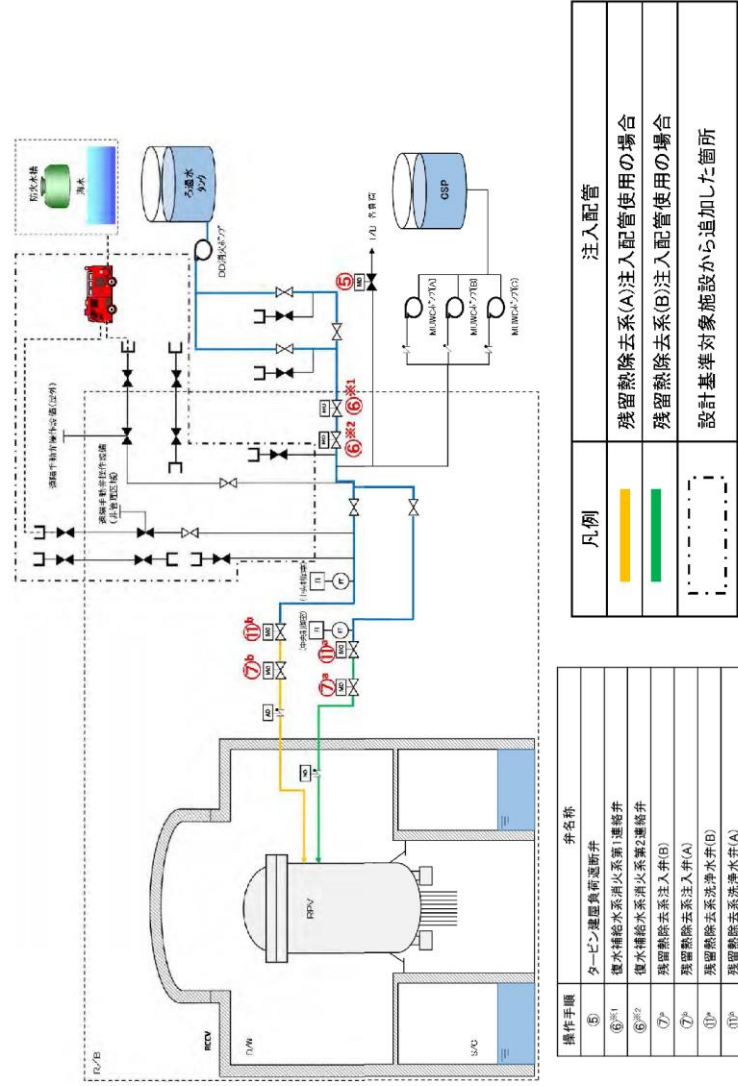
・体制及び運用の相違
【東海第二】
 ⑬の相違



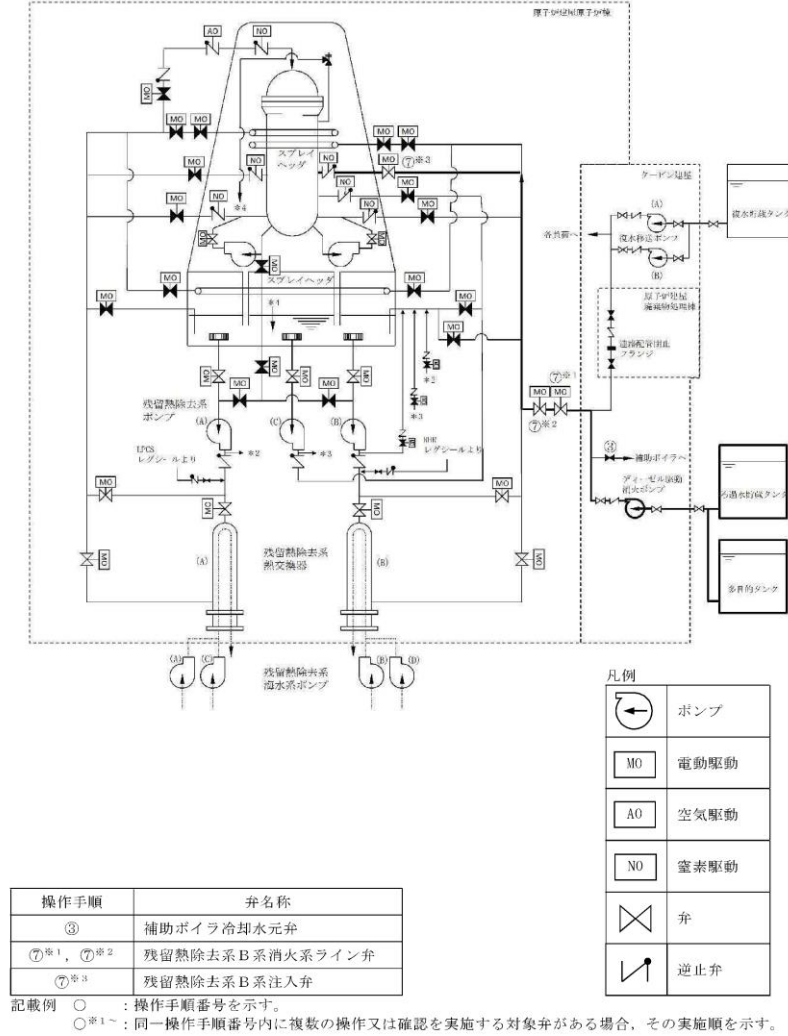
第 1.8 - 21 図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



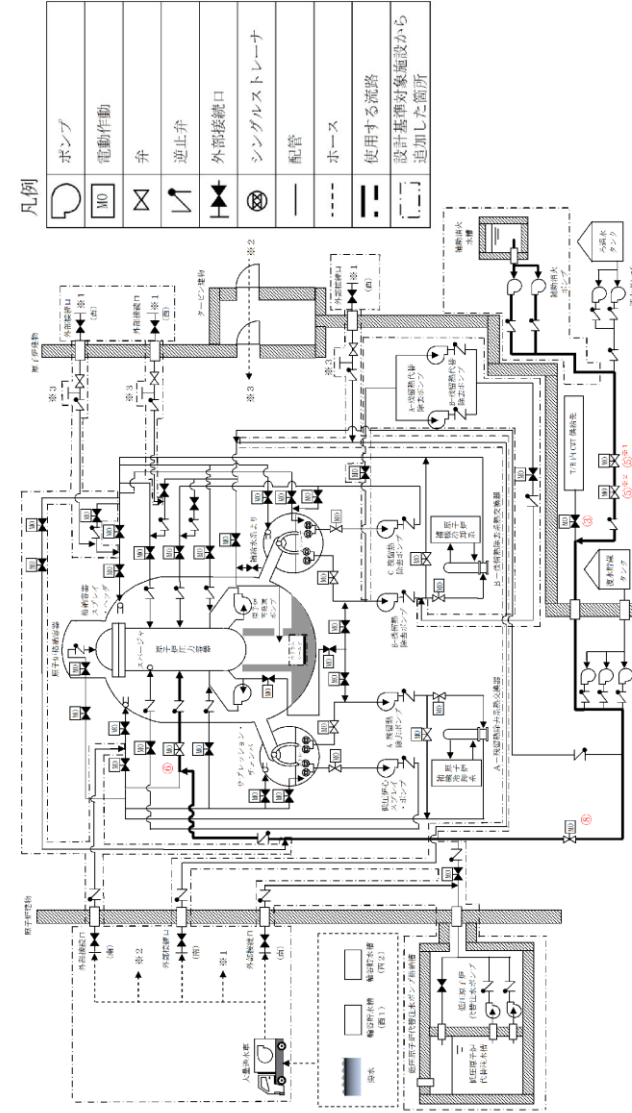
第 1.8 - 22 図 復水輸送系による原子炉圧力容器内への注水 タイムチャート



第 1.8.15 図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図



第 1.8-18 図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図

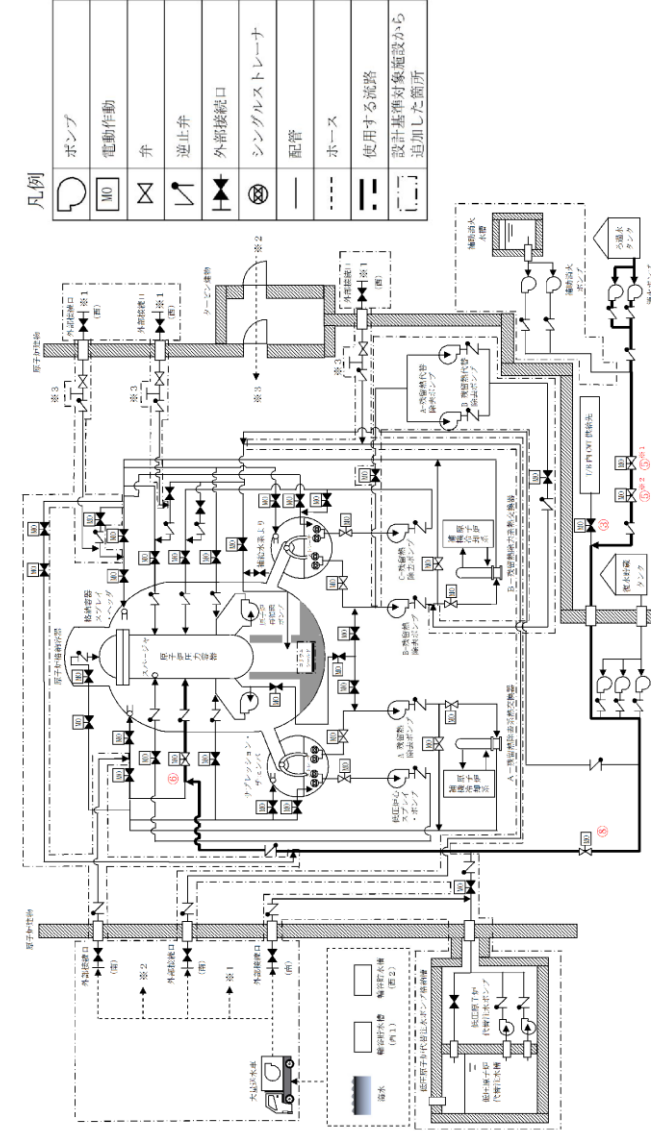


記載例 ○^{※1} : 操作手順番号を示す。
○^{※*} : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

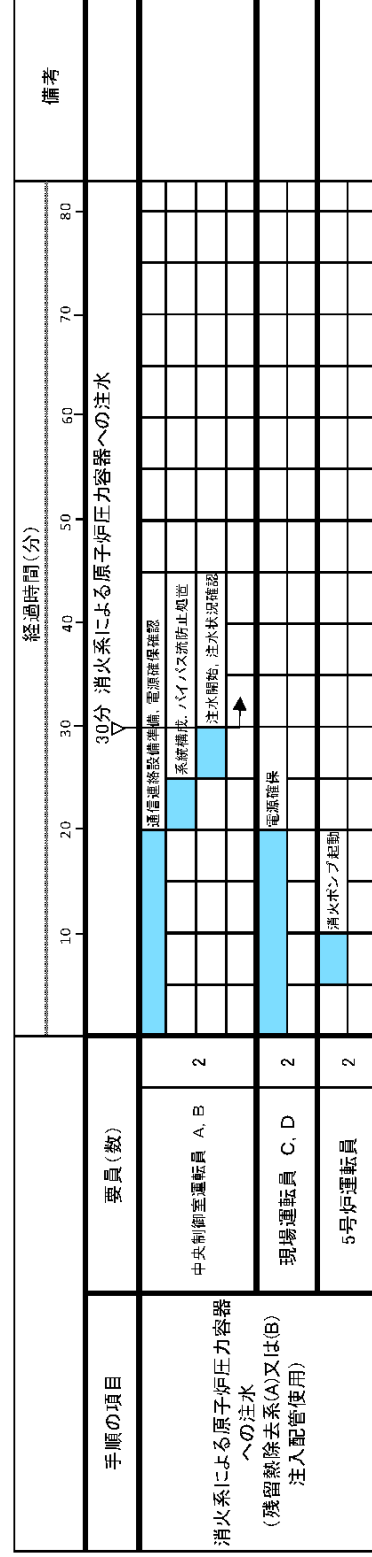
第 1.8 - 23 図 消火系による原子炉压力容器内への注水 概要図 (1 / 4)
(補助消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)

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

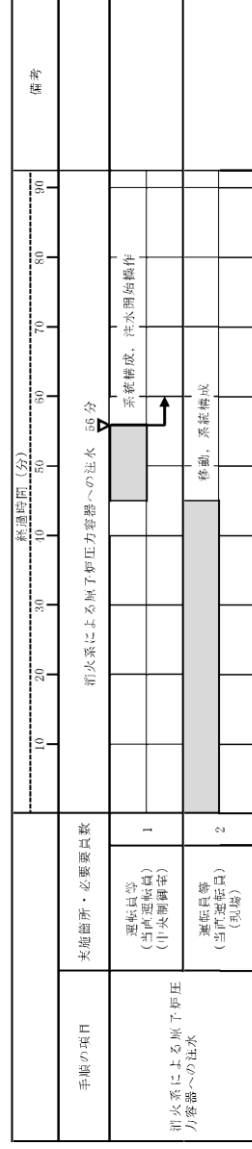
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<table border="1" data-bbox="1893 703 2172 1705"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>CWT T / B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑤*1</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td>⑤*2</td> <td>CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>A-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>A-RHR RPV 代替注水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2172 430 2240 1690"> 記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 </p> <p data-bbox="2270 609 2350 1501"> 第 1.8 - 23 図 消火系による原子炉圧力容器内への注水 概要図 (2 / 4) <u>(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)</u> </p>	操作手順	弁名称	③	CWT T / B 供給遮断弁	⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁	⑥	A-RHR 注水弁	⑧	A-RHR RPV 代替注水弁	<p data-bbox="2516 210 2783 420"> ・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、概要図 (2 / 4) に操作対象を記載 </p>
操作手順	弁名称														
③	CWT T / B 供給遮断弁														
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)														
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁														
⑥	A-RHR 注水弁														
⑧	A-RHR RPV 代替注水弁														



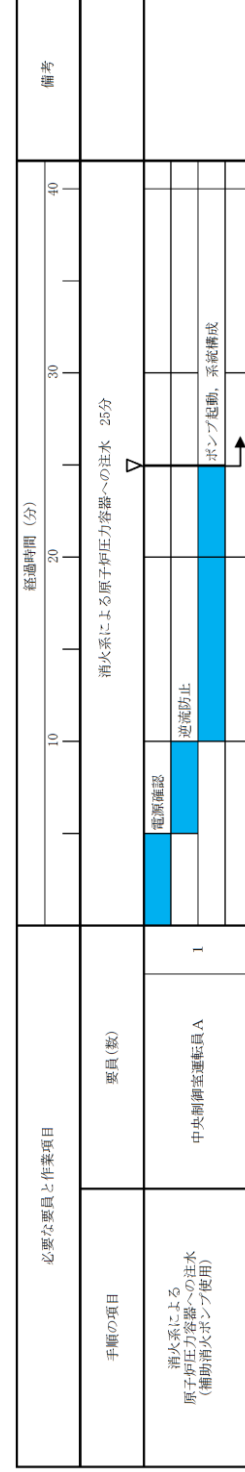
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
		<table border="1" data-bbox="1884 672 2181 1711"> <thead> <tr> <th data-bbox="1884 1354 1929 1711">操作手順</th> <th data-bbox="1884 672 1929 1354">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1929 1354 1973 1711">③</td> <td data-bbox="1929 672 1973 1354">CWT T / B 供給遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1973 1354 2018 1711">⑤*1</td> <td data-bbox="1973 672 2018 1354">CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2018 1354 2062 1711">⑤*2</td> <td data-bbox="2018 672 2062 1354">CWT系・消火系連絡止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2062 1354 2107 1711">⑥</td> <td data-bbox="2062 672 2107 1354">A-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2107 1354 2181 1711">⑧</td> <td data-bbox="2107 672 2181 1354">A-RHR RPV 代替注水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2181 399 2240 1711">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。</p> <p data-bbox="2270 609 2359 1501">第 1.8 - 23 図 消火系による原子炉圧力容器内への注水 概要図 (4 / 4) <u>(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)</u></p>	操作手順	弁名称	③	CWT T / B 供給遮断弁	⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁	⑥	A-RHR 注水弁	⑧	A-RHR RPV 代替注水弁	<p data-bbox="2502 210 2804 420">・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (4 / 4) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称														
③	CWT T / B 供給遮断弁														
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)														
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁														
⑥	A-RHR 注水弁														
⑧	A-RHR RPV 代替注水弁														



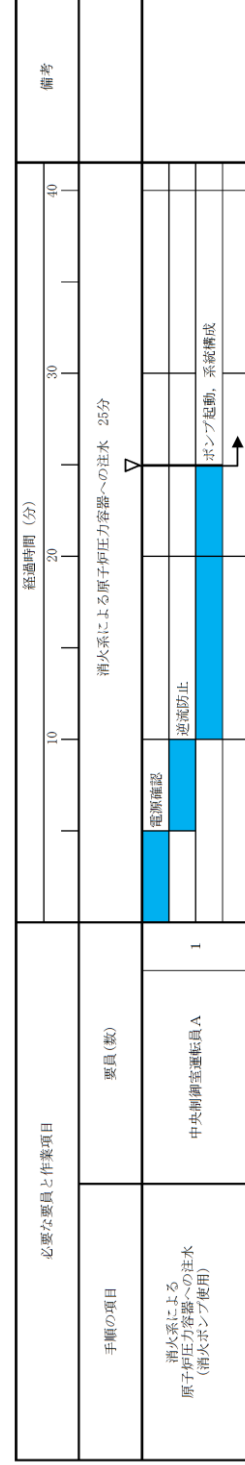
第 1.8.16 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



第 1.8-19 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



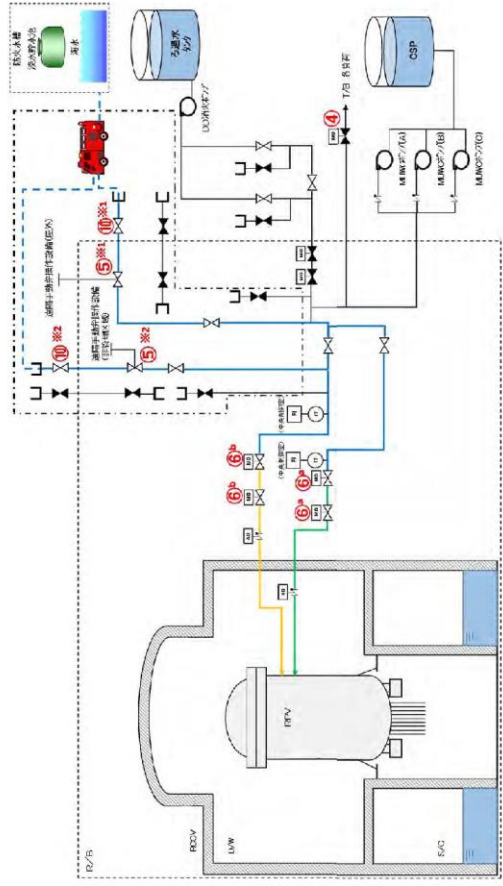
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)



(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第 1.8 - 24 図 消火系による原子炉圧力容器内への注水タイムチャート

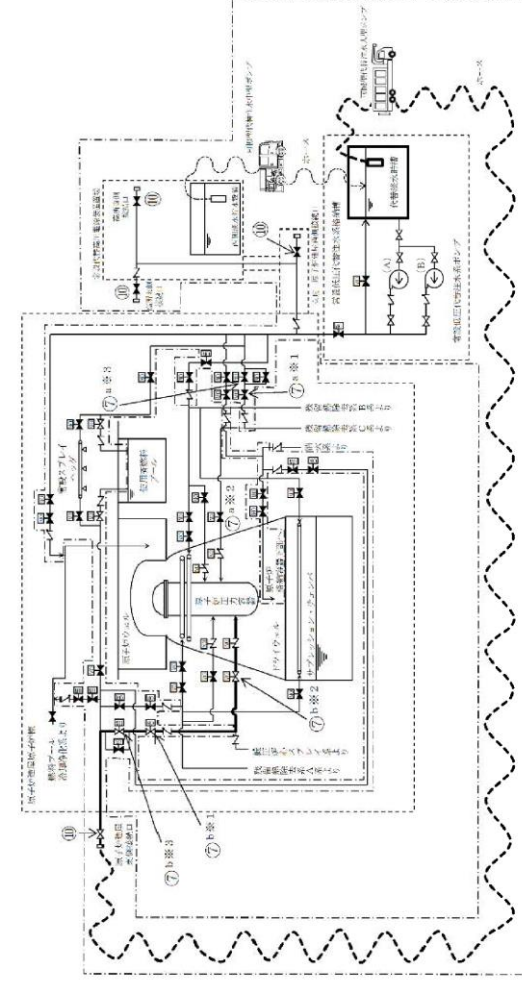
備考
 ・体制及び運用の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 ⑬の相違



操作手順	弁名称
④	タービン駆動高圧注水弁
⑤ ^{a1}	MANWC接続口内側高圧注水弁(B)
⑤ ^{a2}	MANWC接続口外側高圧注水弁(A)
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ ^b	残留熱除去系注水弁(B)
⑥ ^c	残留熱除去系注水弁(A)
⑥ ^d	残留熱除去系注水弁(A)
⑥ ^e	MANWC接続口外側高圧注水弁(B)
⑥ ^f	MANWC接続口外側高圧注水弁(A)

凡例	注入配管
黄色線	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
緑色線	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
破線	設計基準対象施設から追加した箇所

第 1.8.12 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 概要図

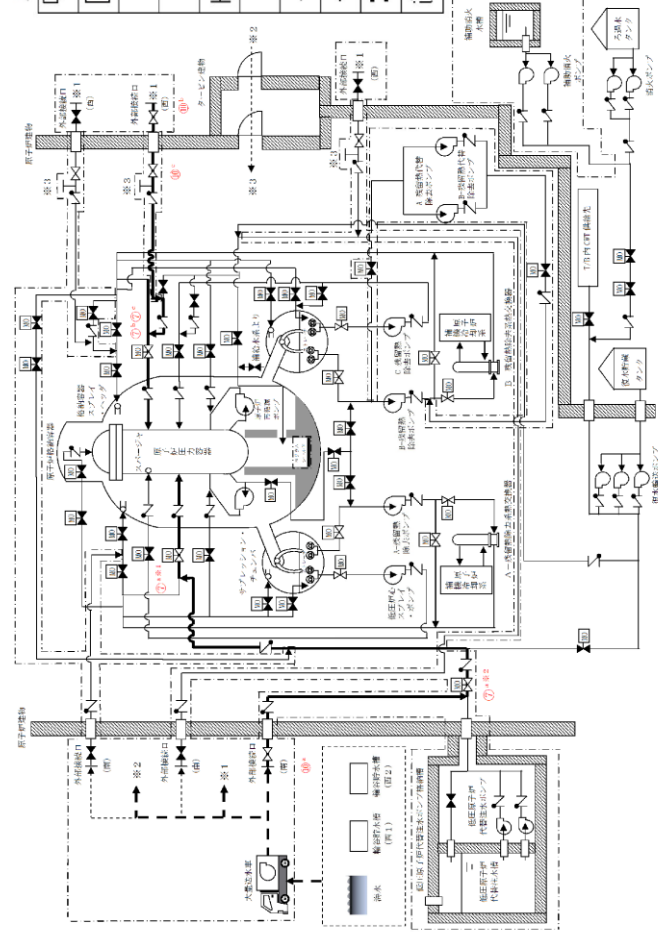


凡例	弁名称
ポンプ	ポンプ
NO	電動駆動
NO	蒸気駆動
×	弁
↖	逆止弁
---	ホース
[- - -]	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦ ^{a1} , ⑦ ^{b1}	原子炉注水弁	⑦ ^{a2} , ⑦ ^{b2}	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑦ ^{a2} , ⑦ ^{b2}	残留熱除去系C系注入弁	⑧	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑦ ^{b1} , ⑦ ^{c1}	低圧炉心スプレイス系注入弁		高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁

記載例
 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{a1} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○^{b1} : 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 1.8-14 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 概要図



凡例	弁名称
ポンプ	ポンプ
NO	電動駆動
×	弁
↖	逆止弁
+	外部接続口
⊗	シングルストレーナ
—	配管
---	ホース
[- - -]	使用する管路
[- - -]	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例
 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{a1} : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○^{b1} : 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 1.8 - 25 図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器内への注水 (淡水/海水) 概要図 (1 / 2)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	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" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1941 1352 1982 1686">操作手順</th> <th data-bbox="1941 449 1982 1352">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1982 1352 2030 1686">⑦^a*1</td> <td data-bbox="1982 449 2030 1352">A-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1352 2077 1686">⑦^b⑦^c</td> <td data-bbox="2030 449 2077 1352">B-RHR 注水弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2077 1352 2125 1686">⑦^a*2</td> <td data-bbox="2077 449 2125 1352">FLSR 注水隔離弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2125 1352 2172 1686">⑩^a</td> <td data-bbox="2125 449 2172 1352">FLSR 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2172 1352 2220 1686">⑩^b</td> <td data-bbox="2172 449 2220 1352">FLSR 可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2220 1352 2267 1686">⑩^c</td> <td data-bbox="2220 449 2267 1352">FLSR 可搬式設備 B-注水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="2267 449 2356 1686">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p data-bbox="2398 365 2439 1755">第1.8-25 図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器内への注水 (淡水/海水) 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑦ ^a *1	A-RHR 注水弁	⑦ ^b ⑦ ^c	B-RHR 注水弁	⑦ ^a *2	FLSR 注水隔離弁	⑩ ^a	FLSR 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁	⑩ ^b	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁	⑩ ^c	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン止め弁	<p data-bbox="2516 216 2783 426">・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 概要図 (2/2) に操作対象を記載</p>
操作手順	弁名称																
⑦ ^a *1	A-RHR 注水弁																
⑦ ^b ⑦ ^c	B-RHR 注水弁																
⑦ ^a *2	FLSR 注水隔離弁																
⑩ ^a	FLSR 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁																
⑩ ^b	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁																
⑩ ^c	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン止め弁																

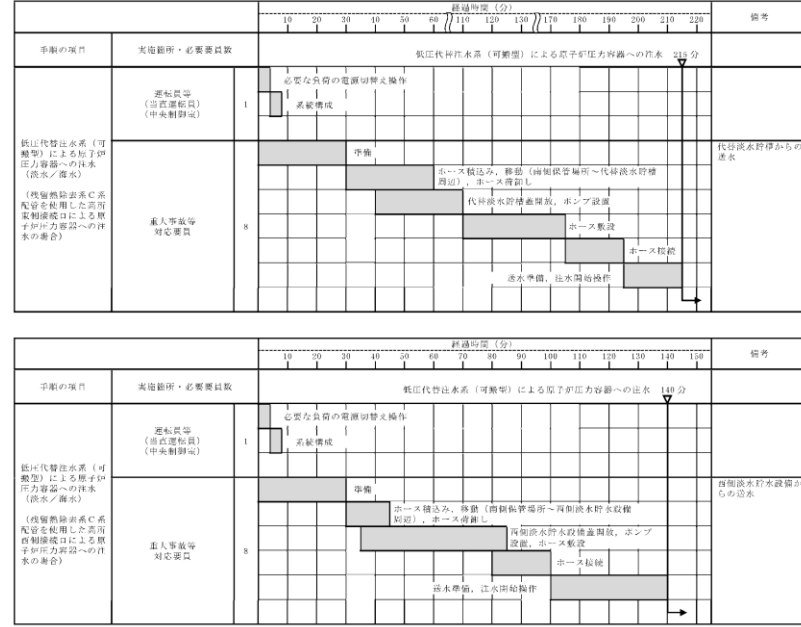
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	2											
	2											

第 1.8.13 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		
可搬型代替注水系による注水 [即水水槽を水筒とした場合]	3※1															
可搬型代替注水系による注水 [即水水槽を水筒とした場合]	3※2															

※1 5号炉東側第2保管場所の可搬型代替注水系(A-2級)を使用した場合は、緊急時対策要員2名で105分以内で可能である。
※2 5号炉東側第2保管場所への移動は、10分と想定する。

第 1.8 - 14 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水
(可搬型代替注水系による送水) タイムチャート(1/3)



【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m]
第 1.8-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	1											
	2											

第 1.8 - 26 図 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器内への注水(淡水/海水)
(系統構成) 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】
⑬の相違

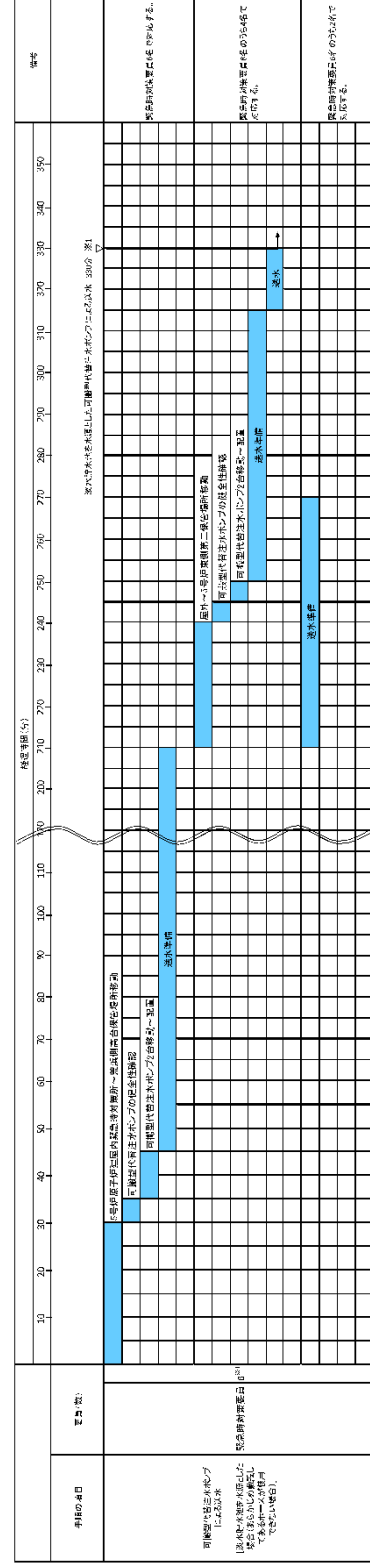
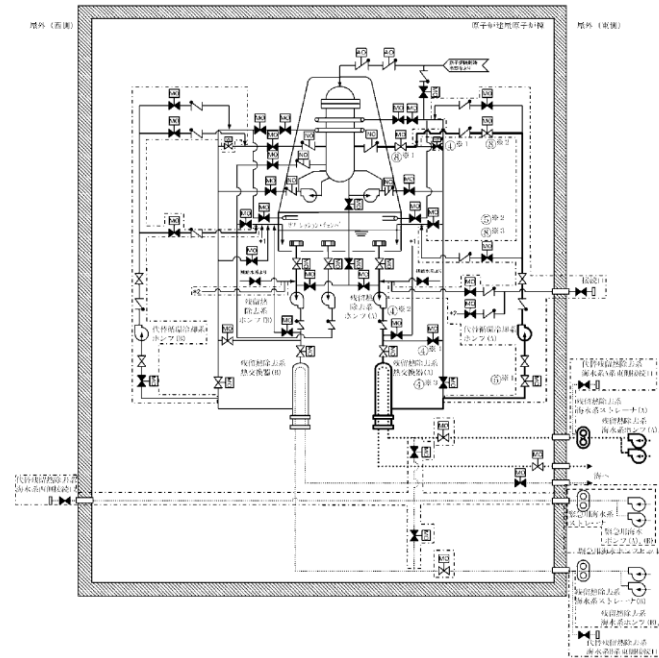


表1 緊急時対応計画で定められた手順に基づき、6号炉への送水開始から10:05分、10:10分の送水開始までの間に、低圧代替注水ポンプによる送水が行われます。

第 1.8 - 14 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（3 / 3）

・体制及び運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
⑬の相違

・設備の相違
【東海第二】
④の相違



凡例

	ポンプ
M0	電動駆動
A0	空気駆動
N0	窒素駆動
	弁
	逆止弁
.....	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④ ^{※1}	残留熱除去系A系注水配管分離弁
④ ^{※2}	残留熱除去系A系ミニフロー弁
④ ^{※3}	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
④ ^{※4}	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁
⑤ ^{※1}	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁
⑤ ^{※2} , ⑤ ^{※3}	代替循環冷却系A系テスト弁
⑧ ^{※1}	残留熱除去系A系注入弁
⑧ ^{※2}	代替循環冷却系A系注入弁

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

第 1.8-16 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
概要図

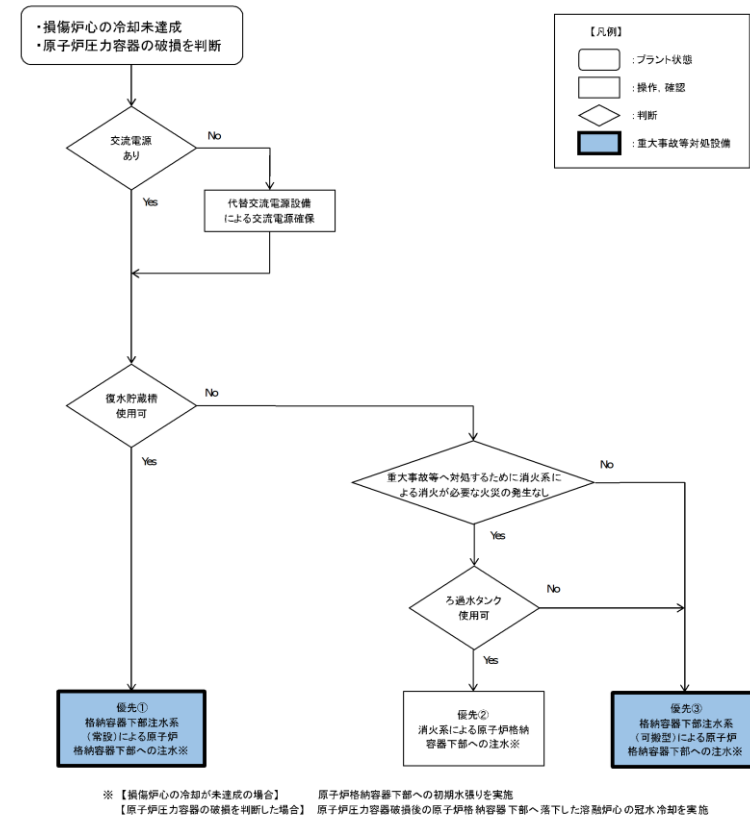
・設備の相違
【東海第二】
④の相違



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

第 1.8-17 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

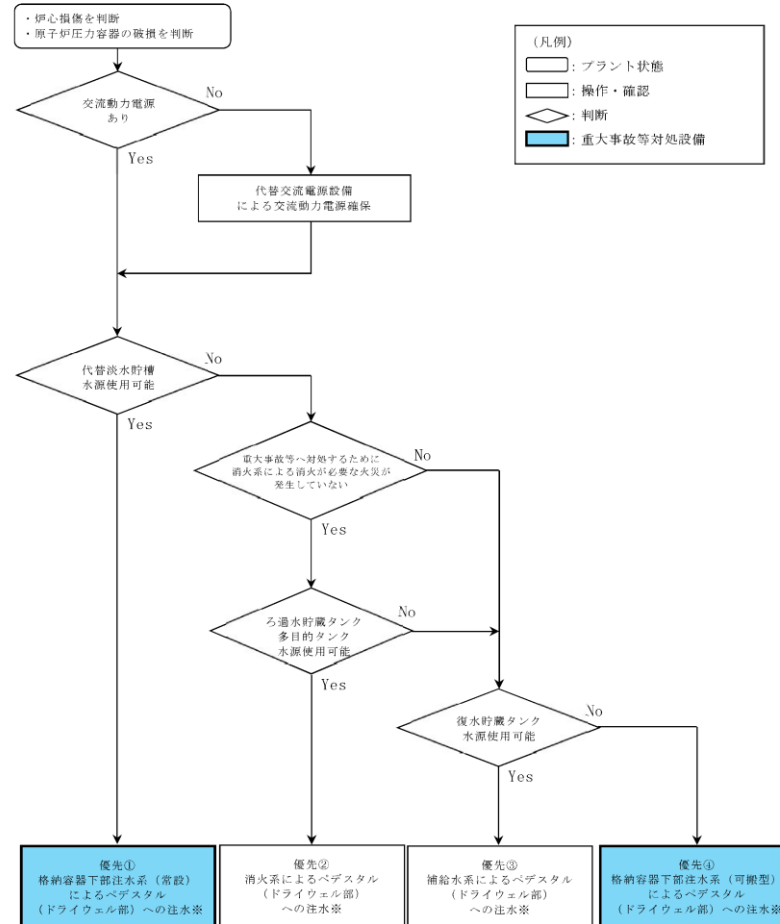
(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却



第 1.8.19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1/2)

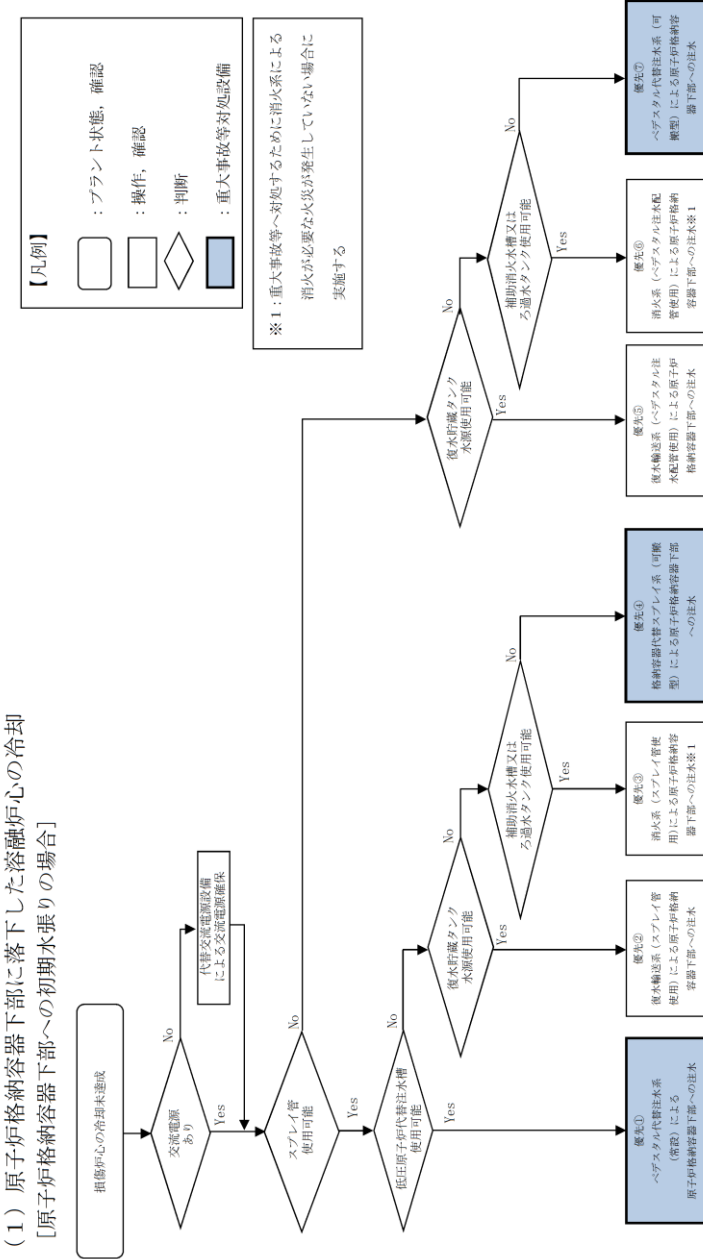
(1) ベデスタル (ドライウェル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却



第 1.8-24 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(1/2)

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
【原子炉格納容器下部への初期水張りの場合】



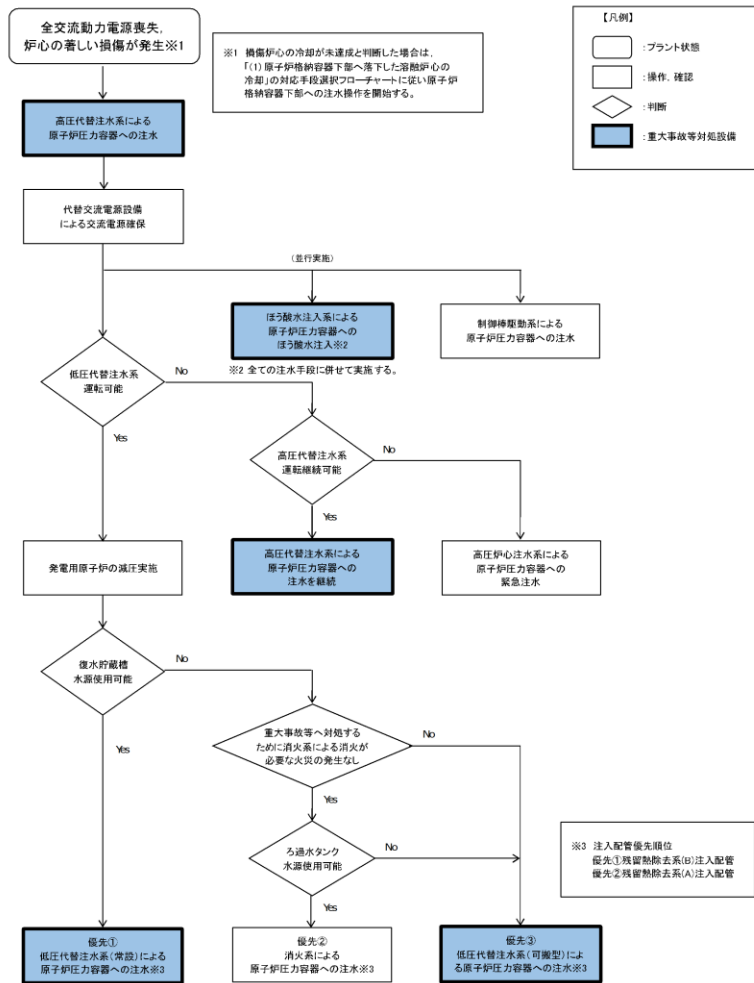
第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

・設備の相違
【柏崎 6/7】
①の相違
・運用の相違
【東海第二】
東海第二は、補給水系を使用する場合にフランジ切り替え操作が必要であることから補給水系より消火系を優先させることとしているが、島根 2 号炉はフランジ切り替え操作は不要であることから、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2 号炉は、原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備

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
		<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 [原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]</p> <p>【凡例】 : プラント状態, 確認 : 操作, 確認 : 判断 : 重大事故等対応設備</p> <p>※1: 重大事故等へ対応するために耐火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, RPV 破損前の原子炉格納容器下部への初期水張りの場合においては, 原子炉格納容器下部への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から, スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部へ注水を優先することとしていることから破損前と破損後の項目を分けて記載</p> <p style="text-align: center;">第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 3)</p>

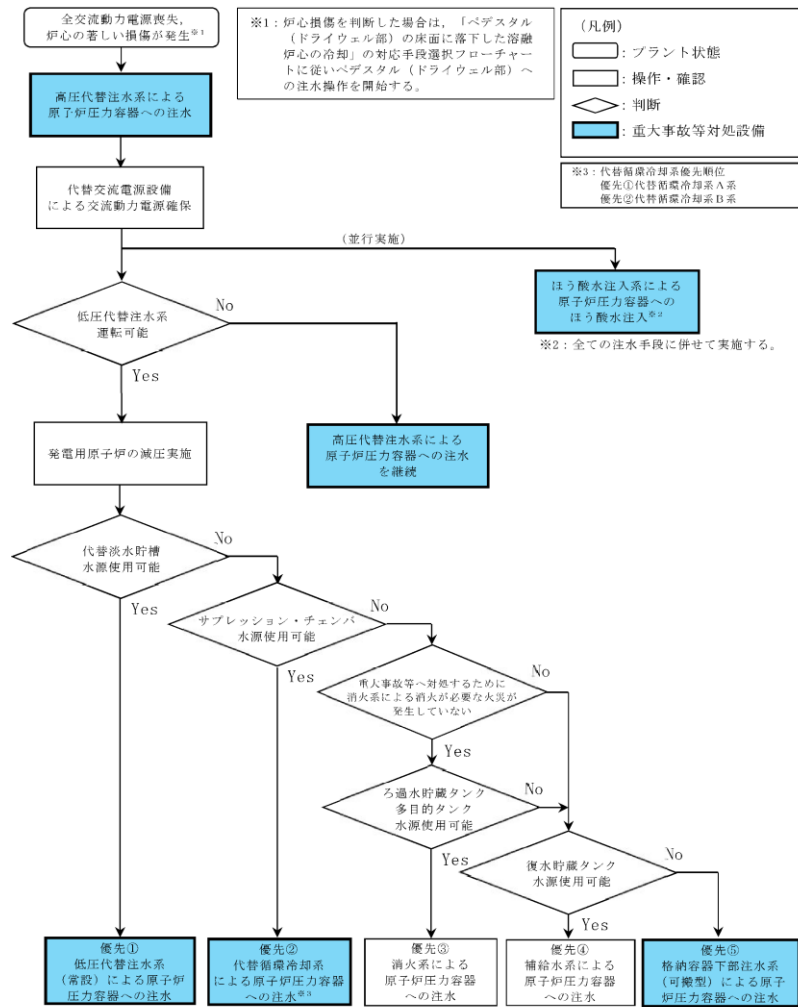
(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8.19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(2/2)

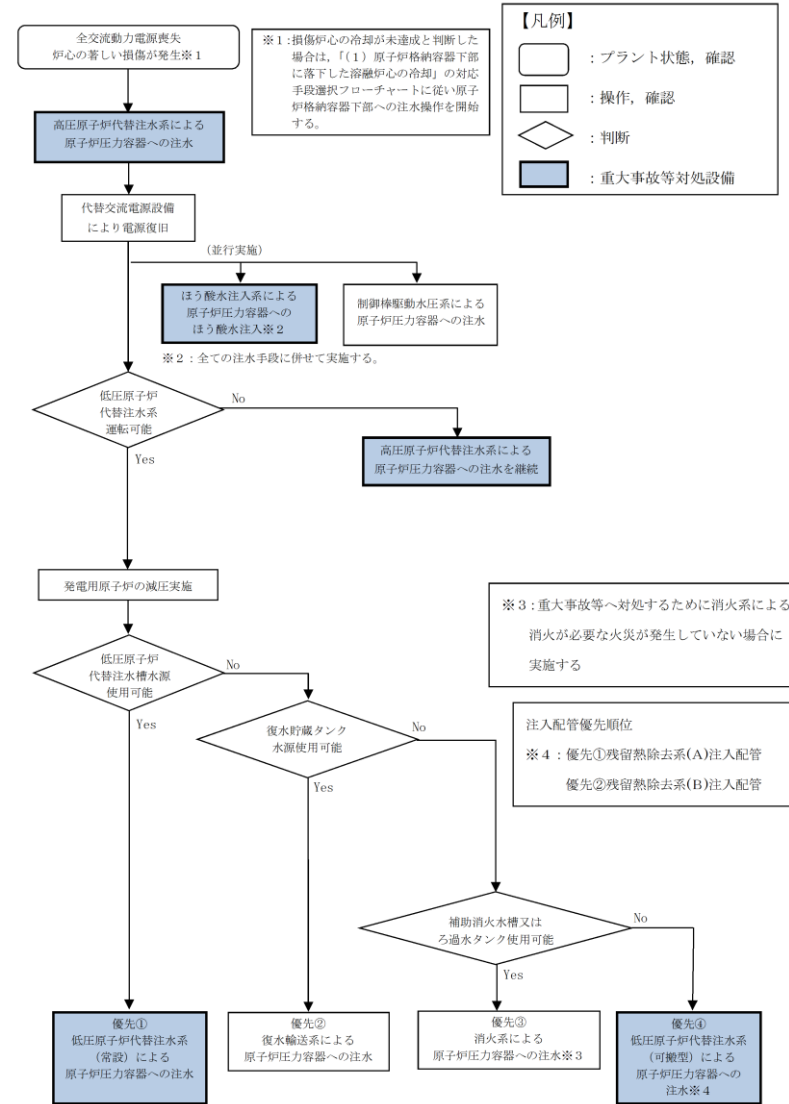
(2) 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止



第 1.8-24 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(2/2)

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8-28 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

(3/3)

・運用の相違
【東海第二】
 ③④⑤の相違
 東海第二は、補給水系を使用する場合にフランジ切り替え操作が必要であることから補給水系より消火系を優先させることとしているが、島根2号炉はフランジ切り替え操作は不要であることから、消火系よりも復水輸送系による注水を優先する

・運用の相違
【柏崎6/7】
 ②の相違

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/7)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ヘダスタル(ヘダライウエル部)への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	消火系によるヘダスタル(ヘダライウエル部)への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	格納容器下部注水系配管・弁	既設 新設				消火系配管・弁
	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁	既設 新設				格納容器下部注水系配管・弁
	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
	原子炉格納容器	既設				原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
	コリウムシールド	新設				原子炉格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				コリウムシールド
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				燃料給油設備
	格納容器下部注水系(可搬型)によるヘダスタル(ヘダライウエル部)への注水	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	復水貯蔵タンク			
西側淡水貯水設備		新設	補給水系配管・弁			
代替淡水貯槽		新設	消火系配管・弁			
ホース		新設	格納容器下部注水系配管・弁			
低圧代替注水系配管・弁		新設	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁			
格納容器下部注水系配管・弁		既設 新設	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁			
原子炉格納容器床ドレン系配管・弁		既設 新設	原子炉格納容器			
原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁		既設 新設	コリウムシールド			
原子炉格納容器		既設	常設代替交流電源設備			
コリウムシールド		新設	可搬型代替交流電源設備			
常設代替交流電源設備		新設	燃料給油設備			
可搬型代替交流電源設備		新設	燃料給油設備			

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/5)

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	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
						20分	1名		
ヘダスタル(ヘダライウエル部)への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	低圧原子炉代替注水樽※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧原子炉代替注水系配管・弁	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	格納容器スプレィ・ヘッダ	既設			格納容器スプレィ・ヘッダ	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	代替所内電気設備※2	新設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	コリウムシールド	新設			代替所内電気設備※2	常設			
	大量送水車	新設			コリウムシールド	常設			
	ホース・接続口	新設			補助消火ポンプ	常設			
	可搬型ストレナ	新設			消火ポンプ	常設			
	格納容器代替スプレィ系配管・弁	新設			補助消火水樽	常設			
残留熱除去系配管・弁	既設	ろ過水タンク	常設						
格納容器スプレィ・ヘッダ	既設	消火系 配管・弁	常設						
原子炉格納容器	新設	復水輸送系 配管・弁	常設						
コリウムシールド	新設	残留熱除去系 配管・弁	常設						
常設代替交流電源設備※2	新設	格納容器スプレィ・ヘッダ	常設						
燃料補給設備※2	新設	原子炉格納容器	常設						
可搬型代替交流電源設備※2	新設	常設代替交流電源設備※2	常設						
代替所内電気設備※2	新設	可搬型代替交流電源設備※2	可搬						
代替所内電気設備※2	既設	代替所内電気設備※2	常設						
輪谷貯水槽(西1)※1, ※3	既設	コリウムシールド	常設						
輪谷貯水槽(西2)※1, ※3	既設	コリウムシールド	常設						
大量送水車	新設	-	-	-	-				
ホース・接続口	新設	-	-	-	-				
ヘダスタル代替注水系 配管・弁	新設	-	-	-	-				
復水輸送系 配管・弁	既設	-	-	-	-				
原子炉格納容器	既設	-	-	-	-				
常設代替交流電源設備※2	新設	-	-	-	-				
燃料補給設備※2	新設	-	-	-	-				
可搬型代替交流電源設備※2	新設	-	-	-	-				
代替所内電気設備※2	既設	-	-	-	-				
コリウムシールド	新設	-	-	-	-				
輪谷貯水槽(西1)※1, ※3	既設	-	-	-	-				
輪谷貯水槽(西2)※1, ※3	既設	-	-	-	-				

※1：手組は「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：手組は「1.14 電源の確保に関する手順等」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」【欄外1 b）項を満足するための代替淡水源（槽）】。

- ・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
【柏崎6/7】
柏崎6/7は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段について、審査基準, 基準規則と対応設備との対応表(1/3)にて記載
- ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、原子炉格納容器下部への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレィ管を使用した原子炉格納容器下部への注水手段を整備

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2 / 3)

機器	機器名称	対策	解説	機器	自主対策				備考
					機器名称	対策	必要時間内 使用可能か	対応可能な取 組み数	
軽水炉用 機器	低圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③	ディーゼル駆動ポンプ	新設				自主対策とする 理由は本文 参照
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
軽水炉用 機器	低圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③	ディーゼル駆動ポンプ	新設				自主対策とする 理由は本文 参照
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
軽水炉用 機器	低圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③	ディーゼル駆動ポンプ	新設				自主対策とする 理由は本文 参照
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				

※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水源 (措置)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3 / 3)

機器	機器名称	対策	解説	機器	自主対策				備考
					機器名称	対策	必要時間内 使用可能か	対応可能な取 組み数	
軽水炉用 機器	低圧代替注水ポンプ	新設	① ② ③	ディーゼル駆動ポンプ	新設				自主対策とする 理由は本文 参照
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				
	低圧代替注水ポンプ	新設		ディーゼル駆動ポンプ	新設				

※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水源 (措置)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3 / 7)

手段	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	
	機器名称	既設 新設	解説 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系(常設) による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	常設低圧代替注水ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				代替淡水貯槽
	低圧代替注水系配管・弁	新設				低圧代替注水系配管・弁
	残留熱除去系C系配管・弁	既設				残留熱除去系C系配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				燃料給油設備
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				可搬型代替注水中型ポンプ
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	西側淡水貯槽設備	新設				西側淡水貯槽設備
低圧代替注水系(可搬型) による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ
	可搬型代替注水ポンプ	新設				可搬型代替注水ポンプ

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3 / 5)

機能	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					
	機器名称	既設 新設	解説 対応番号	備考	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 使用可能か	対応可能な取 組み数	備考
低圧代替注水系(常設) による原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水ポンプ	新設	① ③	-	-	低圧代替注水ポンプ	常設	20分	1系	自主対策とする理由 は本文参照
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
低圧代替注水系(可搬型) による原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水ポンプ	新設	① ③	-	-	低圧代替注水ポンプ	常設	25分	1系	自主対策とする理由 は本文参照
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
	低圧代替注水ポンプ	新設				低圧代替注水ポンプ				
高圧代替注水系による 原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水ポンプ	新設	① ③	-	-	高圧代替注水ポンプ	常設	15分	1系	自主対策とする理由 は本文参照
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
	高圧代替注水ポンプ	新設				高圧代替注水ポンプ				
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への注水	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③	-	-	ほう酸水注入ポンプ	既設	-	-	-
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				
	ほう酸水注入ポンプ	既設				ほう酸水注入ポンプ				

※1: 手順は 1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等)にて整備する。
 ※2: 手順は 1.14 電源の確保に関する手順等)にて整備する。
 ※3: 「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】
 ①②の相違

・設備の相違
 【東海第二】
 ③の相違

・記載表現の相違
 【東海第二】
 東海第二は、消火系による原子炉圧力容器への注水について、審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4 / 7) に、高圧代替注水系, ほう酸水注入系, 補給水系による原子炉圧力容器への注水について、審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5 / 7) にて記載

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
代替蒸発冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替蒸発冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	-	代替蒸発冷却系による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ
	サブプレッション・チェンバ	既設				ホース
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	代替蒸発冷却系配管・弁	新設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水系ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水系ストレナ	既設				
	緊急用海水ポンプ	新設				
	緊急用海水系ストレナ	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
燃料給油設備	新設					
-	-	-	-	-	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
						ろ過水貯蔵タンク
						多目的タンク
						消火系配管・弁
						残留熱除去系配管・弁
						原子炉圧力容器
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						燃料給油設備

・設備の相違
【東海第二】
 ④の相違
 ・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、消火系による原子炉圧力容器への注水について、審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (3/5) にて記載

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段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	復水移送ポンプ
	サブレーション・チェンバ	既設				復水貯蔵タンク
	高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁	新設				補給水系による原子炉圧力容器への注水
	主蒸気系配管・弁	既設				消火系配管・弁
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設				残留熱除去系B系配管・弁
	高圧代替注水系(注水系)配管・弁	新設				原子炉圧力容器
	高圧中心スプレー系配管・弁・ストレージ	既設				常設代替交流電源設備
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	既設				可搬型代替交流電源設備
	原子炉圧力容器	既設				燃料給油設備
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
燃料給油設備	新設					
原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	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				
	燃料給油設備	新設				

・記載表現の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、高圧原子炉代替注水系、ほう酸水注入系、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水について、審査基準, 基準規則と対処設備との対応表(3/5)にて記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p 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="961 302 1347 338">技術的能力審査基準 (1.8)</th> <th data-bbox="1347 302 1706 338">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="961 338 1347 638"> 【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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 </td> <td data-bbox="1347 338 1706 638"> 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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 638 1347 1050"> 【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。 </td> <td data-bbox="1347 638 1706 1050"> - </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 1050 1347 1356"> (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="1347 1050 1706 1356"> 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、原子炉格納容器下部注水設備である格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.8)	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。	【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	-	(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止す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、原子炉格納容器下部注水設備である格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。	<p align="center"><u>審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/5)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1754 317 2125 352">技術的能力審査基準 (1.8)</th> <th data-bbox="2125 317 2504 352">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1754 352 2125 632"> 【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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 </td> <td data-bbox="2125 352 2504 632"> 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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、ベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 632 2125 999"> 【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。 </td> <td data-bbox="2125 632 2504 999"> - </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 999 2125 1245"> (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="2125 999 2504 1245"> 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、原子炉格納容器下部注水設備であるベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.8)	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、ベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。	【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	-	(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止す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、原子炉格納容器下部注水設備であるベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</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を記載</p>
技術的能力審査基準 (1.8)	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。																		
【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	-																		
(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止す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、原子炉格納容器下部注水設備である格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるベDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。																		
技術的能力審査基準 (1.8)	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、ベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。																		
【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。	-																		
(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止す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、原子炉格納容器下部注水設備であるベDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びベDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。																		

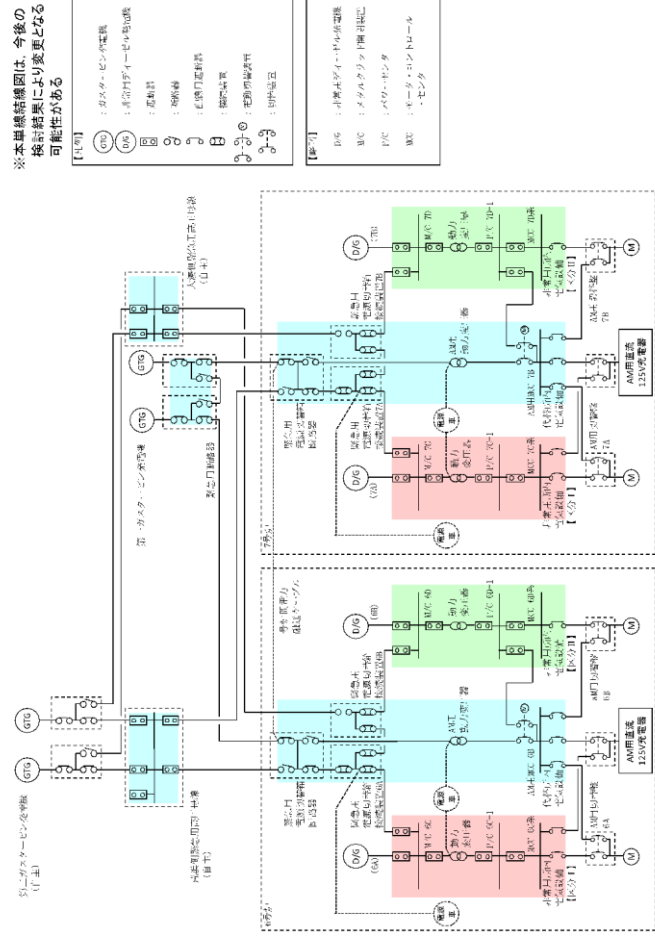
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
	<p align="center"><u>審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (7/7)</u></p> <table border="1" data-bbox="961 310 1703 625"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 310 1347 348">技術的能力審査基準 (1.8)</th> <th data-bbox="1347 310 1703 348">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="961 348 1347 625"> (2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="1347 348 1703 625"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、高圧代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針	(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、高圧代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。	<p align="center"><u>審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (5/5)</u></p> <table border="1" data-bbox="1754 310 2496 590"> <thead> <tr> <th data-bbox="1754 310 2125 348">技術的能力審査基準 (1.8)</th> <th data-bbox="2125 310 2496 348">適合方針</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1754 348 2125 590"> (2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。 </td> <td data-bbox="2125 348 2496 590"> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧原子炉代替注水(常設)、低圧原子炉代替注水(可搬型)、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。 </td> </tr> </tbody> </table>	技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針	(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧原子炉代替注水(常設)、低圧原子炉代替注水(可搬型)、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。	<p align="center">備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、技術的能力審査基準における適合方針を記載
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針										
(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、高圧代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。										
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針										
(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧原子炉代替注水(常設)、低圧原子炉代替注水(可搬型)、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系及びびほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																										
	<p style="text-align: center;">添付資料 1. 8. 2</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="955 317 1703 852"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震性</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>約 4.3m³/min</td> <td>90m</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>ろ過水貯蔵タンク</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>約 1,500m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>多目的タンク</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>約 1,500m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>145.4m³/h (1台あたり)</td> <td>85.4m</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>約 2,000m³ (1基あたり)</td> <td>—</td> <td>2基</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>可搬</td> <td>Sクラス</td> <td>約 1,320m³/h (1台あたり)</td> <td>約 140m</td> <td>4台</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m ³ /min	90m	1台	ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	—	1基	多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	—	1基	復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4m ³ /h (1台あたり)	85.4m	2台	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m ³ (1基あたり)	—	2基	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	<p style="text-align: center;">添付資料 1. 8. 2</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1742 310 2490 808"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震クラス</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>補助消火ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>72 m³/h (1台あたり)</td> <td>80m</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>消火ポンプ</td> <td>常設</td> <td>—</td> <td>60 m³/h (1台あたり)</td> <td>60m</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>補助消火水槽</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>200 m³</td> <td>—</td> <td>2基</td> </tr> <tr> <td>ろ過水タンク</td> <td>常設</td> <td>—</td> <td>3,000m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>復水輸送ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>85m³/h (1台あたり)</td> <td>70m</td> <td>3台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>2,000m³</td> <td>—</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動水圧ポンプ</td> <td>常設</td> <td>Bクラス</td> <td>31m³/h</td> <td>1266m</td> <td>2台</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数	補助消火ポンプ	常設	Cクラス	72 m ³ /h (1台あたり)	80m	2台	消火ポンプ	常設	—	60 m ³ /h (1台あたり)	60m	2台	補助消火水槽	常設	Cクラス	200 m ³	—	2基	ろ過水タンク	常設	—	3,000m ³	—	1基	復水輸送ポンプ	常設	Bクラス	85m ³ /h (1台あたり)	70m	3台	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³	—	1基	制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m ³ /h	1266m	2台	<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、自主対策設備について設備概要を記載
機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数																																																																																								
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m ³ /min	90m	1台																																																																																								
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	—	1基																																																																																								
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m ³	—	1基																																																																																								
復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4m ³ /h (1台あたり)	85.4m	2台																																																																																								
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m ³ (1基あたり)	—	2基																																																																																								
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																																																																																								
機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数																																																																																								
補助消火ポンプ	常設	Cクラス	72 m ³ /h (1台あたり)	80m	2台																																																																																								
消火ポンプ	常設	—	60 m ³ /h (1台あたり)	60m	2台																																																																																								
補助消火水槽	常設	Cクラス	200 m ³	—	2基																																																																																								
ろ過水タンク	常設	—	3,000m ³	—	1基																																																																																								
復水輸送ポンプ	常設	Bクラス	85m ³ /h (1台あたり)	70m	3台																																																																																								
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2,000m ³	—	1基																																																																																								
制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m ³ /h	1266m	2台																																																																																								

対応手段として選定した設備の電源構成図

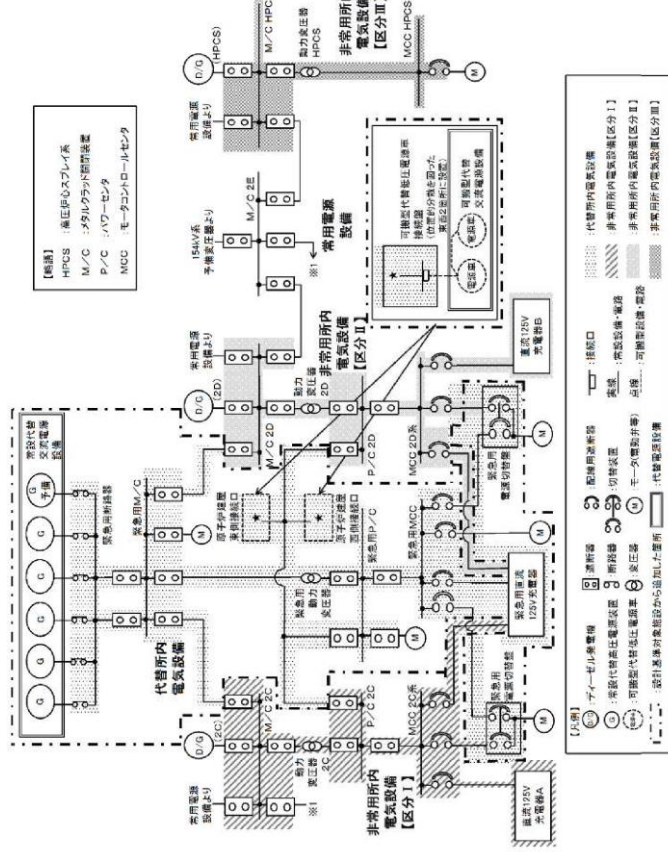
添付資料 1. 8. 2

※本図構成図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

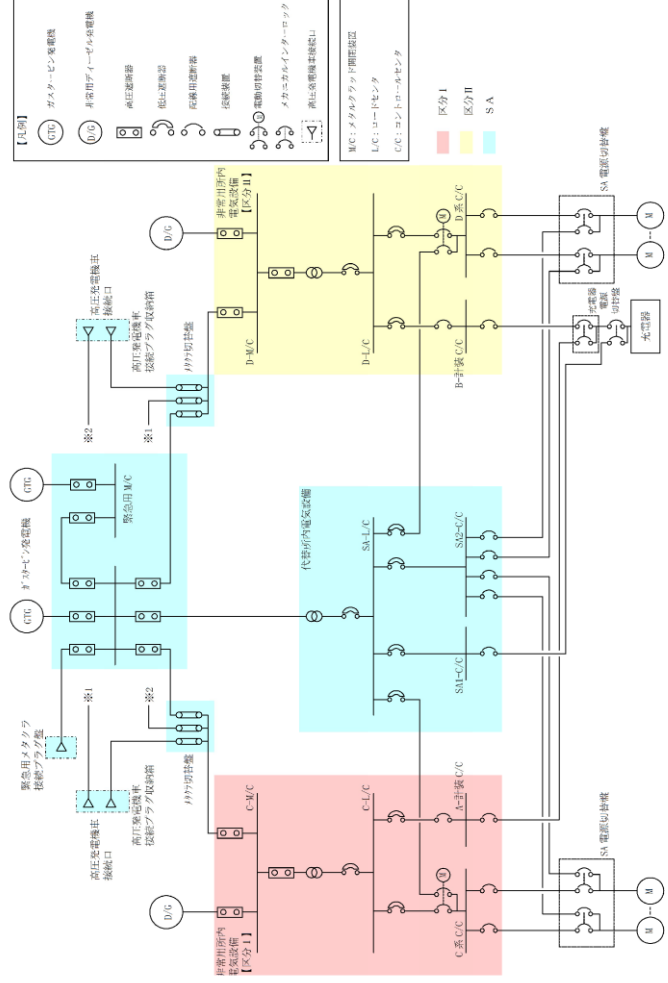


第1図 6号及び7号炉 電源構成図 (交流電源)

添付資料 1. 8. 3

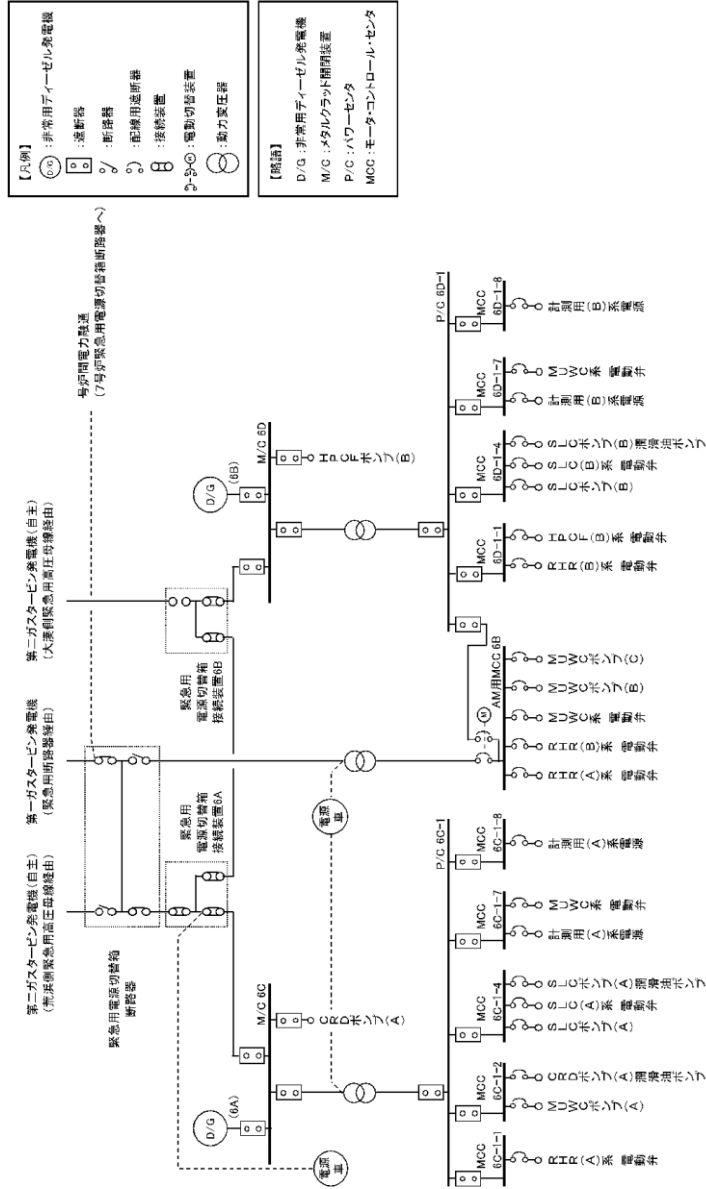


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

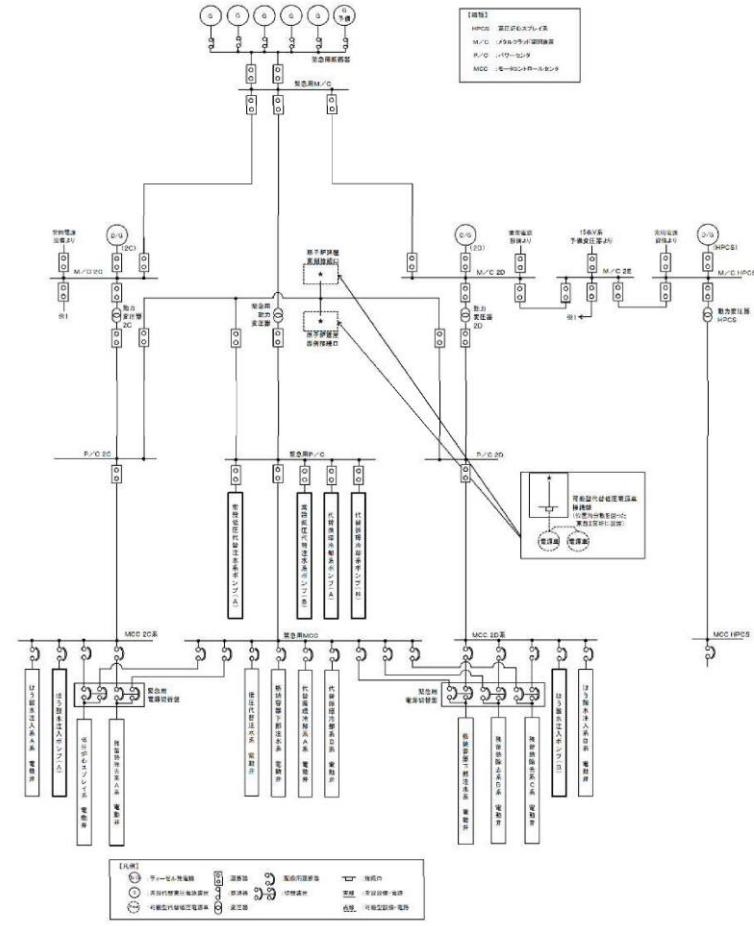


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

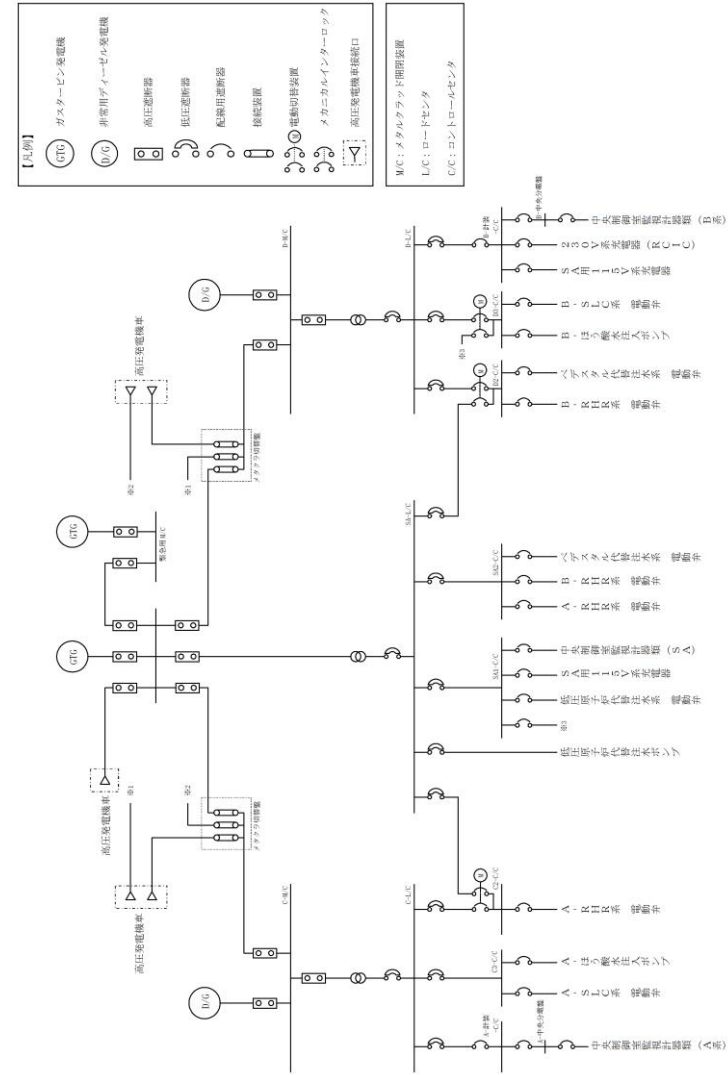
備考
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
電源構成の相違及び
対応手段の相違による
供給対象設備の相違



第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)

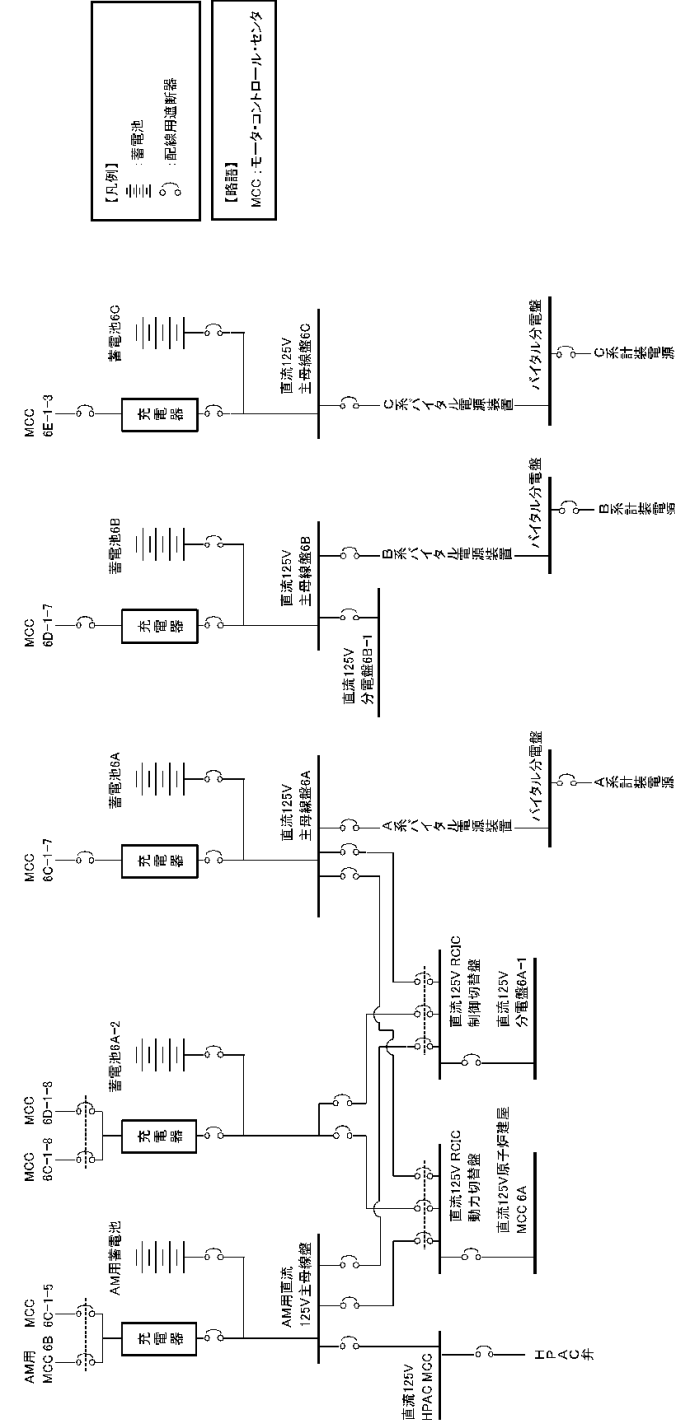


第2図 対応手段として選定した設備の電源構成 (交流電源)

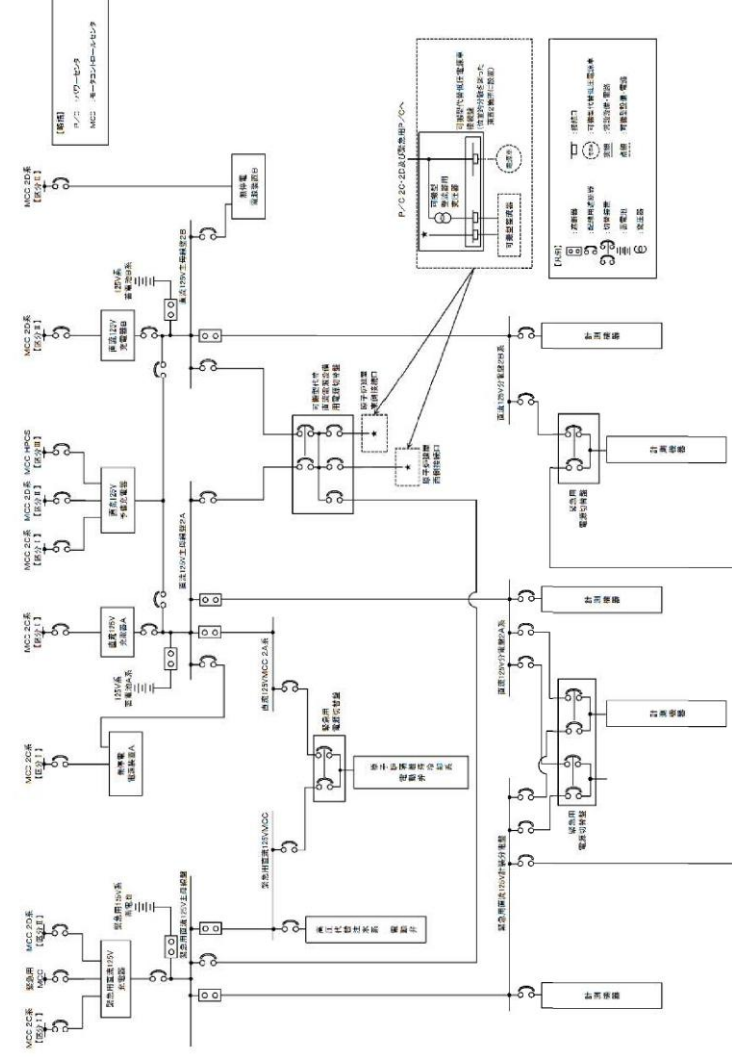


第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

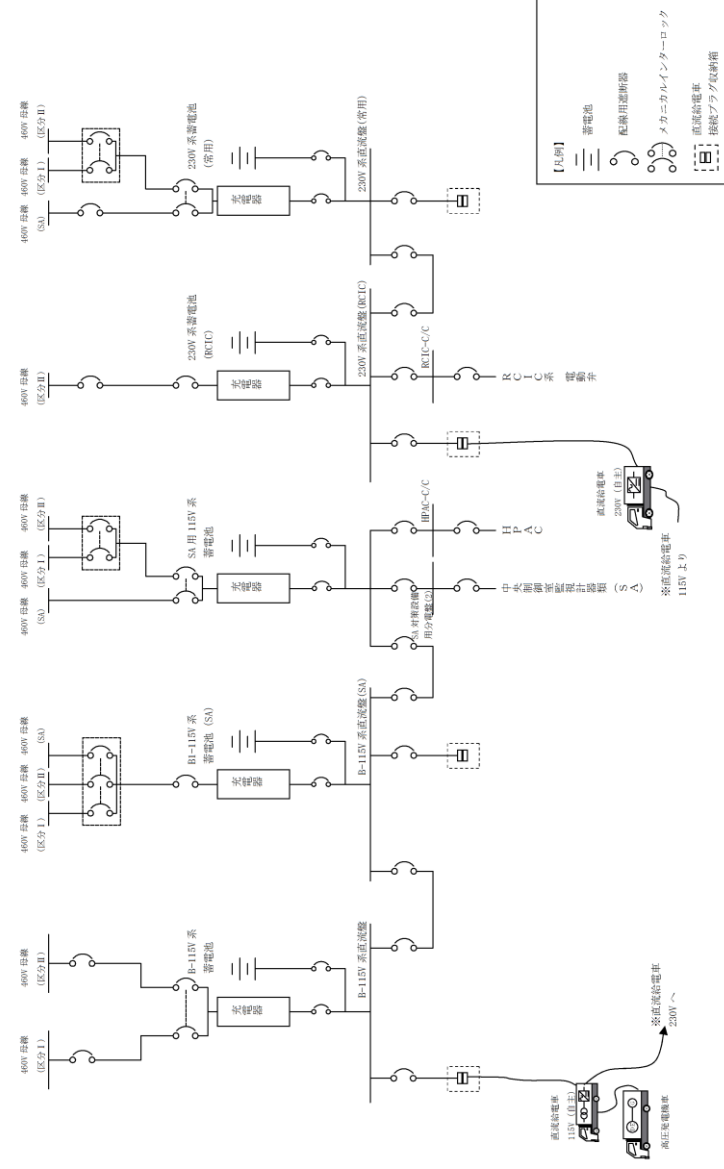
備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手段の相違による
 供給対象設備の相違



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)

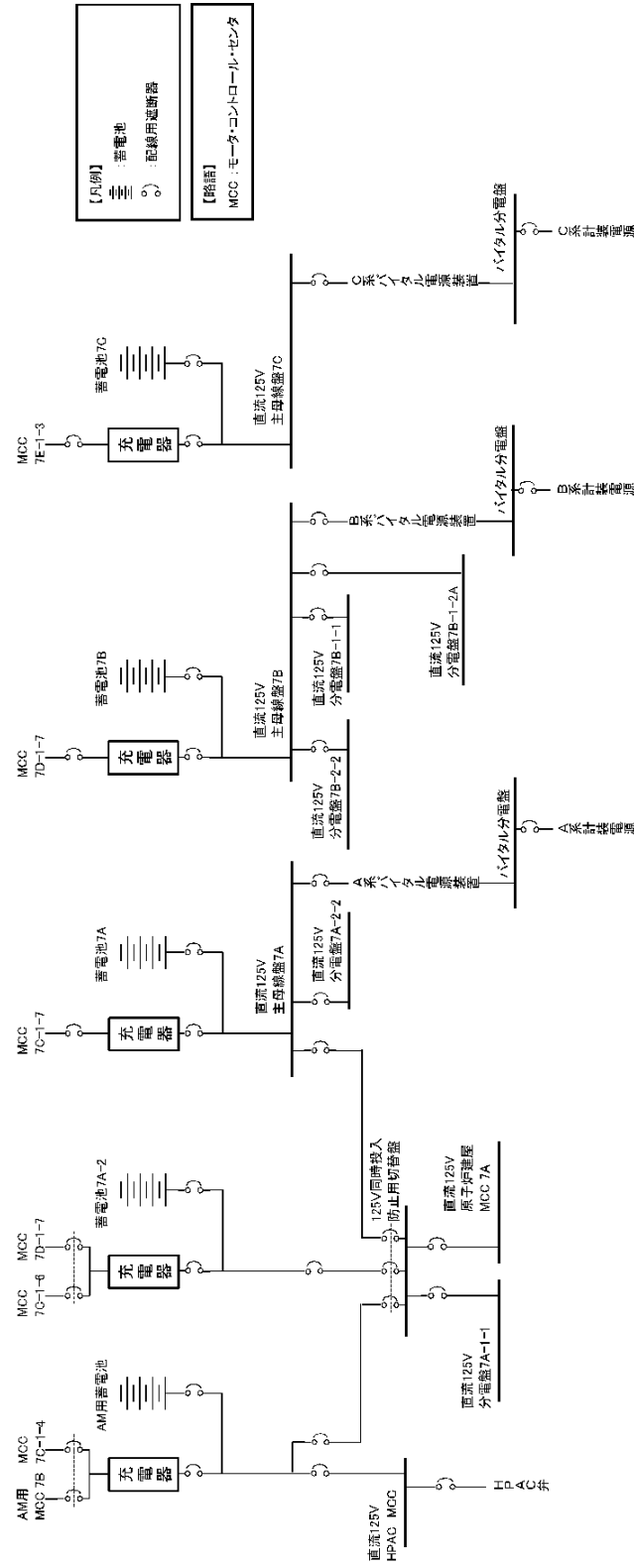
備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 電源構成の相違及び
 対応手段の相違による
 供給対象設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

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5図 7号炉 電源構成図 (直流電源)

・設備の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、単独申請

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1.8.3-1</p> <p style="text-align: center;"><u>重大事故対策の成立性</u></p> <p>1. <u>格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>(1) <u>復水貯蔵槽水源確保</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> 復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを通常のラインから復水貯蔵槽下部からのラインに切り替えることにより水源を確保する。</p> <p>b. <u>作業場所</u> 廃棄物処理建屋 地下3階（管理区域）</p> <p>c. <u>必要要員数及び時間</u> 復水貯蔵槽水源確保に必要な要員数、時間は以下のとおり。 必要要員数：2名（現場運転員2名） 想定時間：15分（実績時間：14分）</p>		<p style="text-align: right;">添付資料 1.8.4-1</p> <p style="text-align: center;"><u>重大事故対策の成立性</u></p> <p>1. <u>ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>(1) <u>中央制御室からのペDESTAL代替注水系（常設）起動</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> 中央操作からのペDESTAL代替注水系（常設）起動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り替えを実施する。また、中央制御室操作により系統構成を実施し、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>b. <u>作業場所</u> 原子炉建物付属棟 3階（非管理区域） 制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）</p> <p>c. <u>必要要員数及び想定時間</u> 中央制御室からのペDESTAL代替注水系（常設）として、最長時間を要するSA電源切替盤による電源切替操作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。 必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名） 想定時間：30分以内（所要時間目安※1：14分） ※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間 想定時間内訳 【中央制御室運転員】 ●電源確認：想定時間5分、所要時間目安2分 ・電源確認：所要目安時間2分（電源確認：中央制御室） ●ポンプ起動、系統構成：想定時間10分、所要時間目安4分 ・ポンプ起動、系統構成：所要時間目安3分（操作対象2弁：中央制御室） ・注水操作：所要目安時間1分（注水操作：中央制御室） 【現場運転員】</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、新たに低圧原子炉代替注水系（常設）を設置し、専用の水源を設置しているため、水源確保のためのライン切替操作は不要</p> <p>・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操作の成立性を記載</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>d. 操作の成立性について</p> <p><u>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。</p> <p><u>移動経路</u>: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p><u>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。</p> <p><u>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。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div data-bbox="252 1318 540 1549" style="text-align: center;">  <p>反射テープ</p> </div> <div data-bbox="587 1318 875 1549" style="text-align: center;">  <p>復水移送ポンプ吸込ライン切替え</p> </div> </div>		<p>●移動, S A 電源切替盤操作 (A系) : 想定時間 20 分, 所要時間目安 8 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動: 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) ・S A 電源切替操作: 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>d. 操作の成立性について</p> <p>(a) 中央制御室操作</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 (ランタンタイプ) 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>(b) 現場操作</p> <p><u>作業環境</u>: 常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また, ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。</p> <p><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いること, ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p><u>操作性</u>: 通常の手動操作であるため, 容易に実施可能である。</p> <p><u>連絡手段</u>: 有線式通信設備, 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉 添付資料 1.8. 4-2	備考
	<p>3. 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>a. 操作概要</p> <p>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプによりペDESTAL (ドライウエル部) に注水する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階 (管理区域) 及びタービン建屋1階 (管理区域)</p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水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。</p> <p>必要要員数：6名 (運転員等 (当直運転員) 2名、重大事故等対応要員4名)</p> <p>所要時間目安：108分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は100分以内)</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【運転員等 (当直運転員)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：40分^{※1} (移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階 (放射線防護具着用を含む)) ・系統構成：25分 (操作対象3弁：原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋1階) <p>【重大事故等対応要員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：40分 (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中地下1階 (放射線防護具着用を含む)) ・連絡配管閉止フランジ切替え：35分 <p>※1：重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フランジ切替えと並行して行うため、所要時間目安には含まれない。</p>	<p>2. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>(1) 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>a. 操作概要</p> <p>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水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、復水輸送ポンプにより原子炉格納容器下部に注水する。</p> <p>b. 作業場所</p> <p>制御室建物 4階 (非管理区域) (中央制御室)</p> <p>c. 必要要員数及び想定時間</p> <p>復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水として、最長時間を要するスプレイ管を使用した場合における、中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数：1名 (中央制御室運転員1名)</p> <p>想定時間：20分以内 (所要時間目安^{※1}：8分)</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>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●電源確認：想定時間5分、所要時間目安2分 <ul style="list-style-type: none"> ・電源確認：所要時間目安2分 (電源確認：中央制御室) ●逆流防止：想定時間5分、所要時間目安1分 <ul style="list-style-type: none"> ・バイパス流防止操作：所要時間目安1分 (操作対象1弁：中央制御室) ●ポンプ起動、系統構成：想定時間10分、所要時間目安5分 <ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ起動、系統構成：所要時間目安4分 (操作対象2弁：中央制御室) ・注水操作：所要時間目安1分 (注水操作：中央制御室) 	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・体制及び運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <p>・資料構成の相違</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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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><u>作業環境</u>：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（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><u>移動経路</u>：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p><u>操作性</u>：通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え作業であり容易に実施可能である。また、操作対象弁及びフランジは操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。</p> <p><u>連絡手段</u>：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、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>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</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。</p> <p><u>操作性</u>：操作スイッチによる操作であるため、容易に操作可能である。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、中央制御室空調換気系パウダリ内の操作においては防護具着用が不要であることから個別に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
	<div data-bbox="1003 216 1291 430" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1053 432 1222 464" data-label="Caption"> <p>作業場所 (全体)</p> </div> <div data-bbox="1389 216 1676 430" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1418 432 1644 464" data-label="Caption"> <p>連絡配管閉止フランジ</p> </div> <div data-bbox="1003 541 1291 751" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="979 758 1308 789" data-label="Caption"> <p>連絡配管閉止フランジ切替え訓練</p> </div> <div data-bbox="1389 541 1676 751" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1347 758 1712 816" data-label="Caption"> <p>系統構成 (補給水系-消火系連絡ライン止め弁)</p> </div> <div data-bbox="1003 865 1291 1077" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1023 1083 1267 1142" data-label="Caption"> <p>系統構成 (補助ボイラ冷却水元弁)</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 添付資料 1. 8. 4-3	備考
	<p>2. 消火系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>への注水</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>a. 操作概要</p> <p>消火系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>への注水が必要な状況において、<u>タービン建屋1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプによりペDESTAL (ドライウエル部)に注水する。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>タービン建屋1階 (管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び所要時間</p> <p>消火系による<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>への注水における、<u>現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><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45分以内)</u></p> <p><u>所要時間内訳</u></p> <p>【運転員等 (当直運転員)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：41分 (移動経路：中央制御室からタービン建屋1階 (放射線防護具着用を含む)) ・系統構成：4分 (操作対象1弁：タービン建屋1階) <p>d. <u>操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム</u></p>	<p>3. 消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水</p> <p>(1) <u>消火系による原子炉格納容器下部への注水</u></p> <p>a. 操作概要</p> <p>消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水が必要な状況において、<u>中央制御室操作により系統構成を実施し、補助消火ポンプ又は消火ポンプにより原子炉格納容器下部に注水する。</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>消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水として、スプレイ管を使用した場合における、<u>中央制御室操作での系統構成に必要な要員数、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> <u>想定時間：25分以内 (所要時間目安^{※1}：10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>【中央制御室運転員】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●電源確認：想定時間 5分、所要時間目安 2分 <ul style="list-style-type: none"> ・電源確認：所要目安時間 2分 (電源確認：中央制御室) ●逆流防止操作：想定時間 5分、所要時間目安 1分 <ul style="list-style-type: none"> ・バイパス流防止操作：所要目安時間 1分 (操作対象 1弁：中央制御室) ●ポンプ起動、系統構成：想定時間 15分、所要時間目安 7分 <ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ起動、系統構成：所要時間目安 6分 (操作対象 4弁：中央制御室) ・注水操作：所要目安時間 1分 (注水操作：中央制御室) <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>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑨の相違</p> <p>・体制の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑭の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、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>手袋, タイベック) を着用して作業を行う。</u></p> <p><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></p> <p><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, 操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており, 操作性に支障はない。</u></p> <p><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), 送受信器 (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> <div data-bbox="1124 858 1534 1167" data-label="Image"> </div> <p>系統構成 (補助ボイラ冷却水元弁)</p>	<p><u>操作性: 操作スイッチによる操作であるため, 容易に操作可能である。</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 添付資料 1.8. 4-4	備考
		<p>4. <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）</u></p> <p>(1) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水（淡水／海水）</u></p> <p>a. <u>操作概要</u></p> <p><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確保した後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により原子炉格納容器下部に送水する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u></p> <p><u>【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】</u></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>【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】</u></p> <p><u>屋外（タービン建物大物搬入口周辺、取水箇所（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））周辺）、原子炉建物附属棟 1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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</u></p> <p>(a) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用した<u>原子炉格納容器下部</u>への注水手段を整備</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>は以下のとおり。</p> <p><u>必要要員数 : 12名 (緊急時対策要員12名)</u></p> <p><u>想定時間 : 2時間10分以内 (所要時間目安※1 : 1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】 (原子炉建物南側接続口周辺作業)</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 (ホース展張車) : 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 (ホース展張車) : 所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u></p> <p>●<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続) : 想定時間55分, 所要時間目安34分</u></p> <p>・<u>移動 : 所要時間目安4分 (移動経路 : 第4保管エリア～原子炉建物西側法面)</u></p> <p>・<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続) : 所要時間目安30分 (原子炉建物西側法面, 原子炉建物南側接続口周辺)</u></p> <p>●<u>送水準備 (ヘッド～屋内接続口) : 想定時間25分, 所要時間目安21分</u></p> <p>・<u>送水準備 : 所要時間目安15分 (ヘッド～原子炉建物南側接続口)</u></p> <p>・<u>系統構成 : 所要時間目安6分 (操作対象2弁 : 原子炉建物南側接続口周辺)</u></p> <p><u>【緊急時対策要員6名】 (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)</u></p> <p>●<u>緊急時対策所～第3保管エリア移動 : 想定時間30分, 所要時間目安28分</u></p> <p>・<u>移動 : 所要時間目安28分 (移動経路 : 緊急時対策所～第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>車両健全性確認 (大量送水車, ホース展張車) : 想</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>定時間 10 分, 所要時間目安 10 分</u></p> <p><u>・車両健全性確認 (大量送水車, ホース展張車) :</u> <u>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, 原子炉格納容器下部注水 : 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, 原子炉格納容器下部注水 : 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>(b) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用する場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) を使用する場合</u></p> <p><u>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><u>必要要員数 : 12 名 (緊急時対策要員 12 名)</u></p> <p><u>想定時間 : 3 時間 10 分以内 (所要時間目安※ 1 : 2 時間 46 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】 (原子炉建物附属棟 1 階 (非</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>管理区域) 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 (ホース展張車)：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 (ホース展張車)：所要時間目安 10分 (第4保管エリア)</u></p> <p>●<u>ホース積込み，運搬：想定時間 25分，所要時間目安 25分</u></p> <p>・<u>ホース積込み：所要時間目安 15分 (第4保管エリア)</u></p> <p>・<u>運搬：所要時間目安 10分 (移動経路：第4保管エリア～タービン大物搬入口)</u></p> <p>●<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続)：想定時間 1時間 45分，所要時間目安 1時間 30分</u></p> <p>・<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続)：所要時間目安 1時間 30分 (タービン建物大物搬入口～原子炉建物付属棟 1階 (非管理区域))</u></p> <p>●<u>送水準備 (ヘッド～屋内接続口)：想定時間 5分，所要時間目安 5分</u></p> <p>・<u>ヘッド設定，系統構成：所要時間目安 5分 (原子炉建物付属棟 1階 (非管理区域))</u></p> <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，タービン建物大物搬入口周辺作業)</p> <p>●<u>緊急時対策所～第3保管エリア移動：想定時間 30分，所要時間目安 28分</u></p> <p>・<u>移動：所要時間目安 28分 (移動経路：緊急時対策所～第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>車両健全性確認 (大量送水車，ホース展張車)：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 (大量送水車，ホース展張車)：所要時間目安 10分 (第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>送水準備 (ホース敷設)：想定時間 1時間 10分，所要時間目安 1時間 9分</u></p> <p>・<u>大型ホース展張車移動：所要時間目安 5分 (移動</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>経路：第3保管エリア～タービン建物大物搬入口</u> <u>）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>送水準備（ホース敷設）：所要時間目安 64 分（タービン建物大物搬入口～輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））</u> ●<u>大量送水車配置，送水準備：想定時間 20 分，所要時間目安 17 分</u> ・<u>大量送水車配置：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> ・<u>ハッチ解放，水中ポンプ投入：所要時間目安 8 分</u> ・<u>吐出ラインホース接続：5 分</u> ●<u>大量送水車起動，原子炉格納容器下部注水：想定時間 10 分，所要時間目安 4 分</u> ・<u>大量送水車起動，原子炉格納容器下部注水：所要時間目安 4 分</u> <p><u>d. 操作の成立性について</u></p> <p><u>作業環境：車両の作業用照明・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，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）を装備又は携行して作業を行う。</u></p> <p><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，アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p><u>操作性：格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，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を確保している。</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 data-bbox="1855 212 2493 468"><u>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，緊急時対策本部との連絡が可能である。</u></p> <div data-bbox="1777 527 2451 695">  </div> <p data-bbox="1804 709 2424 730">ホース接続作業（昼間） 水中ポンプ設置準備（夜間） ポンプ起動操作（夜間）</p> <p data-bbox="1754 842 1923 867"><u>(2) 系統構成</u></p> <p data-bbox="1804 888 1952 913"><u>a. 操作概要</u></p> <p data-bbox="1828 932 2487 1230"><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水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り替えを実施する。また，中央制御室からの操作による系統構成を実施し，格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により原子炉格納容器下部へ注水する。</u></p> <p data-bbox="1804 1289 1952 1314"><u>b. 作業場所</u></p> <p data-bbox="1855 1333 2424 1409"><u>原子炉建物付属棟 3階（非管理区域） 制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）</u></p> <p data-bbox="1804 1472 2139 1497"><u>c. 必要要員数及び想定時間</u></p> <p data-bbox="1828 1516 2487 1680"><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水について，中央制御室操作及び現場操作によるSA電源切替盤操作及び系統構成に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。</u></p> <p data-bbox="1855 1698 2487 1774"><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 data-bbox="1855 1793 2487 1818"><u>想定時間 : 25分以内（所要時間目安^{※2}：12分）</u></p> <p data-bbox="1887 1837 2487 1892"><u>※2：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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>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：想定時間5分，所要時間目安2分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>電源確認：所要時間目安2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1分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>系統構成：所要時間目安1分（操作対象1弁：中央制御室）</u> <p><u>【現場運転員】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ●<u>移動，S A電源切替盤操作：想定時間20分，所要時間目安9分</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<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：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><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：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り，容易に操作可能である。</u></p> <p><u>(b) 現場操作</u></p> <p><u>作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p> <p><u>操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</u></p> <p><u>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，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。</u></p> <p><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><u>操作性：通常の受電操作であるため，容易に実施可</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>能である。</u></p> <p><u>連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (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. 8. 3-2</u></p> <p>2. <u>格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</u></p> <p>(1) <u>遠隔手動弁操作設備を使用する場合の系統構成</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>格納容器下部注水系 (可搬型) により原子炉格納容器下部へ注水する際の系統構成として MUWC 接続口内側隔離弁 (A) を全開するため, 非管理区域にて遠隔手動弁操作設備を使用して弁操作を実施する。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <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> <u>遠隔手動弁操作設備を使用した弁操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数: 2 名 (現場運転員 2 名)</u> <u>想定時間 : 20 分 (実績時間: 15 分)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性について</u> <u>作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。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, ゴム手袋) を装備して作業を行う。</u> <u>移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> <u>操作性 : 一般工具を使用した簡易な操作であり, 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。</u> <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, 携帯型音声呼出電話設備) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。</u></p>	<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 8. 4</u></p> <p style="text-align: center;"><u>重大事故対策の成立性</u></p> <p>1. <u>格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)</u></p>	<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 8. 4-5</u></p> <p>5. <u>ペDESTAL 代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)</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>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> による送水準備及び送水</p> <p>a. 操作概要 緊急時対策本部は、<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、<u>接続口 (ホース接続箇所)</u> 及び水源を選定し、送水ルートを決する。 現場では、指示された送水ルートを確認した上で、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> により送水する。</p> <p>b. 作業場所 屋外 (原子炉建屋周辺, <u>防火水槽周辺, 淡水貯水池周辺</u>)</p> <p>c. 必要要員数及び時間 格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> による送水操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数: 「<u>防火水槽を水源とした場合</u>」 <u>3 名</u> (緊急時対策要員 <u>3 名</u>) 「<u>淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設し</u></p>	<p>(1) <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水)</p> <p>a. 操作概要 <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が必要な状況において、<u>外部接続口及び水源を選定し, 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, 格納容器下部注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL (ドライウエル部) に送水する。</u></p> <p>b. 作業場所 屋外 (原子炉建屋東側周辺, 原子炉建屋西側周辺, <u>常設代替高圧電源装置置場東側周辺, 常設代替高圧電源装置置場西側周辺, 取水箇所 (西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽) 周辺</u>)</p> <p>c. 必要要員数及び所要時間 <u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水として、<u>最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側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>必要要員数: <u>8名</u> (重大事故等対応要員<u>8名</u>)</p>	<p>(1) <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u> として使用する大量送水車による送水 (淡水/海水)</p> <p>a. 操作概要 <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、<u>外部接続口及び水源を選定し, 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, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車により原子炉格納容器下部に送水する。</u></p> <p>b. 作業場所 <u>【ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (南) 又はペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) を使用する場合】</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>【ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用する場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】</u> <u>屋外 (タービン建物大物搬入口周辺, 取水箇所 (輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2)) 周辺), 原子炉建物付属棟 1階 (非管理区域)</u></p> <p>c. 必要要員数及び想定時間 <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u> による原子炉格納容器下部への注水に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。</p> <p>(a) <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (南) を使用する場合</u> <u>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> 必要要員数: <u>12名</u> (緊急時対策要員 <u>12名</u>)</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【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>・体制及び運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「<u>あるホースが使用できる場合</u>」 <u>4名 (緊急時対策要員4名)</u> 「<u>淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)</u>」 <u>6名 (緊急時対策要員6名)</u></p> <p>想定時間：「<u>防火水槽を水源とした場合</u>」 <u>3名の場合125分 (実績時間なし)</u> 「<u>淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)</u>」 <u>140分 (実績時間なし)</u> 「<u>淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)</u>」 <u>330分 (実績時間なし)</u></p>	<p>所要時間目安^{※1}：535分以内 (所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は535分以内)</p> <p>※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間</p> <p>所要時間内訳</p> <p>【<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：20分^{※2} (対象作業：ホース積み込み、ホース荷卸しを含む)</u> ・<u>系統構成：475分 (対象作業：ポンプ設置、ホース敷設等を含む)</u> ・<u>送水準備：20分</u> <p>※2：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>想定時間：2時間10分以内 (所要時間目安^{※1}：1時間41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>【<u>緊急時対策要員6名</u>】 (原子炉建物南側接続口周辺作業)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●<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> ●<u>車両健全性確認 (ホース展張車)：想定時間10分、所要時間目安10分</u> ・<u>車両健全性確認 (ホース展張車)：所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u> ●<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッダ接続)：想定時間55分、所要時間目安34分</u> ・<u>移動：所要時間目安4分 (移動経路：第4保管エリア～原子炉建物西側法面)</u> ・<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッダ接続)：所要時間目安30分 (原子炉建物西側法面、原子炉建物南側接続口周辺)</u> 	<p>【柏崎6/7, 東海第二】 ⑬の相違 ・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、使用する水源によって対応する要員の人数は変わらない ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は使用する代替淡水源、接続口により対応人数、想定時間は変わらない</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>●送水準備（ヘッダ～原子炉建物南側接続口）：想定時間 25 分，所要時間目安 21 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送水準備：所要時間目安 15 分（ヘッダ～原子炉建物南側接続口） ・系統構成：所要時間目安 6 分（操作対象 2 弁：原子炉建物南側接続口周辺） <p>【緊急時対策要員 6 名】（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> <p>●緊急時対策所～第 3 保管エリア移動：想定時間 30 分，所要時間目安 28 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動：所要時間目安 28 分（移動経路：緊急時対策所～第 3 保管エリア） <p>●車両健全性確認（大量送水車，ホース展張車）：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・車両健全性確認（大量送水車，ホース展張車）：所要時間目安 10 分（第 3 保管エリア） <p>●大量送水車配置：想定時間 15 分，所要時間目安 12 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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）） ・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）） <p>●送水準備（ホース敷設）：想定時間 1 時間，所要時間目安 37 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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） ・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） <p>●大量送水車起動，原子炉格納容器下部注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車起動，原子炉格納容器下部注水開始：所要時間目安 10 分（輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）） 	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(b) <u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 接続口 (建物内) を使用する場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) を使用する場合</u> <u>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> <u>必要要員数 : 12名 (緊急時対策要員12名)</u> <u>想定時間 : 3時間10分以内 (所要時間目安※1 : 2時間46分)</u> <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> <u>想定時間内訳</u> <u>【緊急時対策要員6名】 (原子炉建物附属棟 1階 (非管理区域) 作業)</u> ●<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> ●<u>車両健全性確認 (ホース展張車) : 想定時間10分, 所要時間目安10分</u> ・<u>車両健全性確認 (ホース展張車) : 所要時間目安10分 (第4保管エリア)</u> ●<u>ホース積込み, 運搬 : 想定時間25分, 所要時間目安25分</u> ・<u>ホース積込み : 所要時間目安15分 (第4保管エリア)</u> ・<u>運搬 : 所要時間目安10分 (移動経路 : 第4保管エリア～タービン大物搬入口)</u> ●<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続) : 想定時間1時間45分, 所要時間目安1時間30分</u> ・<u>送水準備 (ホース敷設及びヘッド接続) : 所要時間目安1時間30分 (タービン建物大物搬入口～原子炉建物附属棟1階 (非管理区域))</u> ●<u>送水準備 (ヘッド～屋内接続口) : 想定時間5分, 所要時間目安5分</u> ・<u>ヘッド設定, 系統構成 : 所要時間目安5分 (原子炉建物附属棟1階 (非管理区域))</u></p>	<p>・設備の相違 【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>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (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: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。放射性物質の放出に備え, 防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。</p>	<p>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, 放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(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</p>	<p><u>【緊急時対策要員6名】(輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)周辺, タービン建物大物搬入口周辺作業)</u></p> <p>●<u>緊急時対策所～第3保管エリア移動: 想定時間30分, 所要時間目安28分</u></p> <p>・<u>移動: 所要時間目安28分(移動経路: 緊急時対策所～第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>車両健全性確認(大量送水車, ホース展張車): 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(大量送水車, ホース展張車): 所要時間目安10分(第3保管エリア)</u></p> <p>●<u>送水準備(ホース敷設): 想定時間1時間10分, 所要時間目安1時間9分</u></p> <p>・<u>大型ホース展張車移動: 所要時間目安5分(移動経路: 第3保管エリア～タービン建物大物搬入口)</u></p> <p>・<u>送水準備(ホース敷設): 所要時間目安64分(タービン建物大物搬入口～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, 送水準備: 想定時間20分, 所要時間目安17分</u></p> <p>・<u>大量送水車配置: 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>ハッチ解放, 水中ポンプ投入: 所要時間目安8分</u></p> <p>・<u>吐出ラインホース接続: 5分</u></p> <p>●<u>大量送水車起動, 原子炉格納容器下部注水: 想定時間10分, 所要時間目安4分</u></p> <p>・<u>大量送水車起動, 原子炉格納容器下部注水: 所要時間目安10分</u></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, 放射性物質が放出されることから, 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)を装備又は携行して作業を行う。</p>	<p>備考</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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (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、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。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 : <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) からのホースの接続は、汎用の結合金具 (オス・メス) 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を確保している。</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, 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>行う。</p> <p>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。</u></p> <p>操作性 : <u>格納容器下部注水系 (可搬型) として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p>連絡手段 : <u>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。</u></p>	<p>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、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>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</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), 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、緊急時対策本部との連絡が可能である。</u></p> <div data-bbox="1745 1346 2496 1524">  </div> <p>ホース接続作業 (昼間) 水中ポンプ設置準備 (夜間) ポンプ起動操作 (夜間)</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>1. 重大事故等対策 添付資料 1.0.13 にて炉心損傷の徴候の有無に応じて適切な防護具の着用を判断することとしていることから記載を適正化</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 使用する照明設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="195 216 507 447" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="195 453 507 531" data-label="Caption"> <p>[防火水槽を水源とした場合] 防火水槽への吸管投入</p> </div> <div data-bbox="596 216 908 447" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="587 453 899 552" data-label="Caption"> <p>[淡水貯水池を水源とした場合] ホースと可搬型代替注水ポンプ 吸管との接続</p> </div> <div data-bbox="195 579 507 810" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="195 837 507 869" data-label="Caption"> <p>ホースを建屋接続口まで敷設</p> </div>	<div data-bbox="961 216 1294 447" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="982 464 1264 495" data-label="Caption"> <p>可搬型代替注水大型ポンプ</p> </div> <div data-bbox="1359 216 1691 447" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1427 464 1620 495" data-label="Caption"> <p>車両の作業用照明</p> </div> <div data-bbox="961 579 1294 810" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1041 837 1205 869" data-label="Caption"> <p>ホース接続訓練</p> </div> <div data-bbox="1368 579 1700 810" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1377 837 1659 869" data-label="Caption"> <p>車両操作訓練 (ポンプ起動)</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="982 472 1267 499">可搬型代替注水中型ポンプ</p>  <p data-bbox="1451 472 1617 499">ホース敷設訓練</p>  <p data-bbox="955 877 1288 905">夜間での送水訓練 (ポンプ設置)</p>  <p data-bbox="1362 856 1706 911">放射線防護具着用による送水訓練 (交代要員参集)</p>  <p data-bbox="955 1255 1302 1310">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>		